



ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

Н. А. Азаренков, Л. А. Булавин

И. И. Залюбовский

В. Г. Кириченко

И. М. Неклюдов

Б. А. Шиляев

Харьков – 2012

МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ

ХАРЬКОВСКИЙ НАЦИОНАЛЬНЫЙ УНИВЕРСИТЕТ

ИМЕНИ В. Н. КАРАЗИНА

Н. А. Азаренков

Л. А. Булавин

И. И. Залюбовский

В. Г. Кириченко

И. М. Неклюдов

Б. А. Шиляев

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

ГЛАВА 7. ЗАМКНУТЫЙ ЯДЕРНЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ

*Учебное пособие для студентов старших курсов,
аспирантов и научных работников*

Харьков - 2012

УДК 621.039

ББК 31.4

Я –34

*Утверждено к печати решением ученого совета
Харьковского национального университета имени В. Н. Каразина
(протокол № 4 от 29.04.2011 г.)*

Рецензенты:

академик НАНУ, доктор физико-математических наук, профессор В. Е. Сторижко,
Институт прикладной физики НАНУ;
член-корреспондент НАНУ, доктор физико-математических наук, профессор,
В. И. Слисенко, Институт ядерных исследований НАНУ;
академик НАНУ, доктор физико-математических наук, профессор Н. Ф. Шульга,
Национальный научный центр «ХФТИ»

Я –34 Ядерная энергетика:

учебное пособие, Азаренков Н. А., Булавин Л. А., Залюбовский И.И.,

Кириченко В. Г., Неклюдов И. М., Шиляев Б. А. – Х. : ХНУ имени В. Н. Каразина, 2012. –
535 с.

В пособии изложены основы функционирования ядерной энергетики и перспективы ее развития в XXI веке. Приведены основные исторические вехи создания и развития ядерной физики и энергетики, рассмотрены основы реакций деления и принципы создания реакторов различных типов. Рассмотрены типовые конструкции атомных электростанций и ядерных энергетических установок. Проанализированы способы создания замкнутого ядерного топливного цикла и перспективных типов ядерных реакторов.

Для студентов старших курсов, аспирантов и научных работников физико-технических и физико-энергетических специальностей.

Табл. 82. Ил. 274. Библиогр.: 48 назв.

УДК 5621.039

ББК 31.4

©Харьковский национальный университет имени В. Н. Каразина, 2012

ISBN 978-613-0-11482-4

© Азаренков Н. А., Булавин Л. А., Залюбовский И. И.,

Кириченко В. Г., Неклюдов И. М., Шиляев Б. А., 2012

© Дончик И. Н. дизайн обложки, 2012

СОДЕРЖАНИЕ

ГЛАВА 7.	ЗАМКНУТЫЙ ЯДЕРНЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ	458
§ 7.1.	<i>Радиотоксичность ОЯТ и РАО АЭС</i>	458
§ 7.2.	<i>Системы переработки и трансмутации ОЯТ АЭС ускорителями и источниками нейтронов нового поколения</i>	467
§ 7.3.	<i>Подкритические системы, управляемые ускорителями протонов</i>	471
§ 7.4.	<i>Перспективы развития систем, управляемых ускорителями</i>	475
§ 7.5.	<i>Основные технологии трансмутации</i>	478
§ 7.6.	<i>Вопросы инженерной и экологической безопасности системы реакторов в топливном цикле, замкнутом по актиноидам</i>	491
§ 7.7.	<i>Проблемы экологической безопасности ядерной энергетики</i>	496
§ 7.8.	<i>Развитие ядерно-топливного цикла в Украине</i>	513

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Вклейка 1

ЛИТЕРАТУРА

Сведения об авторах

ГЛАВА 7. ЗАМКНУТЫЙ ЯДЕРНЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ

§ 7.1. Радиотоксичность ОЯТ и РАО АЭС

В связи с модернизацией существующих конструкций ядерных реакторов и разработкой реакторов IV поколения в странах с развитой ядерной энергетикой практически создан (США, Россия) или создается замкнутый ядерный топливный цикл (ЯТЦ) (вклейка 1, рис. 162). При создании замкнутого ЯТЦ необходимо проводить переработку ОЯТ с извлечением урана и трансурановых элементов (Pu, Np, Cm, Am) и возвратом их в топливный цикл АЭС в виде топлива для ТВЭЛов ядерных реакторов (рециклирование топлива).

При создании экономически обоснованной технологии радиохимической переработки ОЯТ необходимо учитывать радиационную безопасность производства и эксплуатирующего персонала вследствие высокой радиотоксичности ОЯТ.

Радиотоксичность ОЯТ определяется типом ядерного топлива (UO_2 , UPuO_2), энергетическим спектром нейтронов в активной зоне реактора, типом реактора, глубиной выгорания топлива, временем хранения после выгрузки из реактора. Для каждого элемента ОЯТ можно рассчитать значение активности, остаточного тепловыделения, радиотоксичности для данного стандартного уровня выгорания в зависимости от времени хранения ОЯТ после выгрузки из реактора (рис. 7.1, 7.2).

Полная радиоактивность ОЯТ реактора ВВЭР-1000 в течение первых 200 лет после выгрузки будет определяться в основном продуктами деления и спадает от $1,4 \cdot 10^{15}$ после 1 года выдержки до 200 ТБк. После 200 лет хранения вклад актиноидов (~300 ТБк) в радиоактивность ОЯТ станет доминирующим и будет далее очень медленно спадать в процессе естественного радиоактивного распада до 100 ТБк после 1000 лет и до 13 ТБк после 25000 лет хранения. Остаточное тепловыделение ОЯТ изменяется от 2 кВт/тм (1 год хранения) до 65 Вт/тм после 1000 лет, где тм – тонна тяжелого металла.

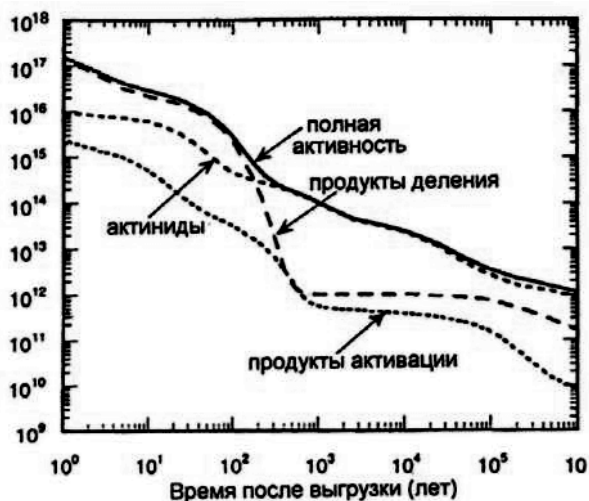


Рис. 7.1. Радиоактивность ОЯТ ВВЭР-1000, в единицах (распад/с)/т.м. Выгорание топлива 40 ГВт·сут/т

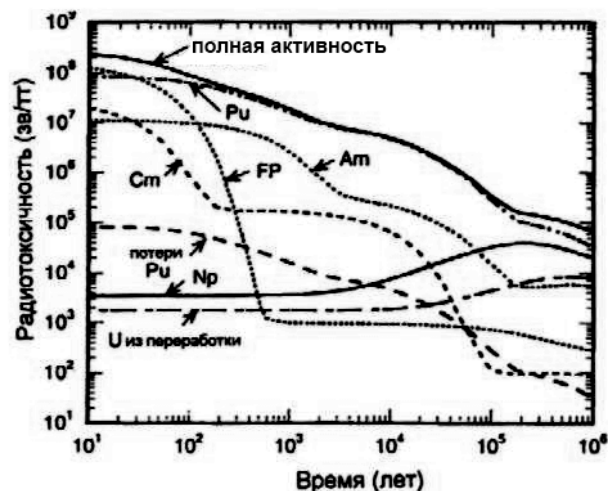


Рис. 7.2. Радиотоксичность элементов топлива UO_2 в зависимости от времени хранения ($3,7\% {}^{235}U$, 45 ГВт·сут/т)

Временную зависимость радиотоксичности ОЯТ UO_2 до 10^6 лет определяют изотопы плутония и продукты их распада, Np и дочерние продукты изотопов урана определяют радиотоксичность в интервале в несколько миллионов лет. Увеличение выгорания топлива UO_2 приводит к почти линейному пропорциональному накоплению в ОЯТ актиноидов, продуктов деления, возрастанию его активности и радиотоксичности. Кроме того, при этом происходит изменение изотопного состава актиноидов.

Радиационная переработка ОЯТ применяется для снижения радиотоксичности, снижения объемов накопления ОЯТ, снижения радиотоксичности и количества РАО, подлежащих захоронению. Для этого необходима переработка отходов с извлечением урана и плутония (99,9%) из ОЯТ, и в отходах высокого уровня активности (ОВУА) остается малая часть, направляемая на окончательное захоронение.

Промышленный рециклинг плутония, начиная с 80-х годов используется для производства смешанного уран-плутониевого оксидного МОКС (МОХ-топлива). Возросшее количество PuO было преобразовано в МОХ-топливо и использовано в реакторах Европы. Использование в LWR плутония, извлеченного из ОЯТ, является первым этапом в цикле повторного использования урановых ресурсов и уменьшения объема долгоживущих РАО, образовавшихся в течение

ядерного поколения. Стоимость рециклинга плутония в качестве МОХ-топлива в последующем возвращается созданием дополнительной доли электроэнергии в реакторных блоках. Теоретически извлечение Pu из ОЯТ уменьшает радиотоксичность отходов в 10 раз. Рециклинг плутония МОХ – ОЯТ уменьшает радиотоксичность отходов примерно в 3 раза.

Простейшим методом рециклирования плутония является использование ТВС с таблетками $(U, Pu)O_2$ МОХ-топлива в LWR (рис. 7.4). В существующих легководных реакторах (ВВЭР и PWR) с топливом из обогащенного урана происходит наработка плутония, который частично выгорает в стационарном режиме работы реактора (более 30% энергии вырабатывается за счет деления плутония). Плутоний (извлекаемый из ОЯТ реакторов типа LWR) целесообразно использовать для изготовления МОХ-топлива в течение первых трех лет хранения, когда еще не требуется его очистка от ^{241}Am , ($^{241}Pu \rightarrow ^{241}Am$, период полураспада $T_{1/2}=14,4$ лет). Доля МОХ-топлива не должно превышать 1/3 загрузки активной зоны реакторов типа LWR. Это ограничение связано с тем, что при загрузке МОХ-топлива энергетический спектр нейтронов становится более жестким, компенсация реактивности снижается вследствие уменьшения поглощения нейтронов регулирующими стержнями и теплоносителем с бором.

Сборка МОХ-топлива содержит 35 кг плутония перед облучением и 25 кг – после облучения. Эта величина расхода плутония, равная 10 кг на сборку, должна сравниваться с производством около 5 кг плутония в стандартной сборке из UO_2 -топлива.

Более высокие уровни потребления Pu могут быть достигнуты с инертной (по отношению к нейтронам) матрицей топлива (inert-matrix), поскольку источник образования плутония ^{238}U в топливе отсутствует. Однако присутствие инертной матрицы будет влиять на доплеровский коэффициент топлива из-за отсутствия резонанса поглощения нейтронов в ^{238}U .

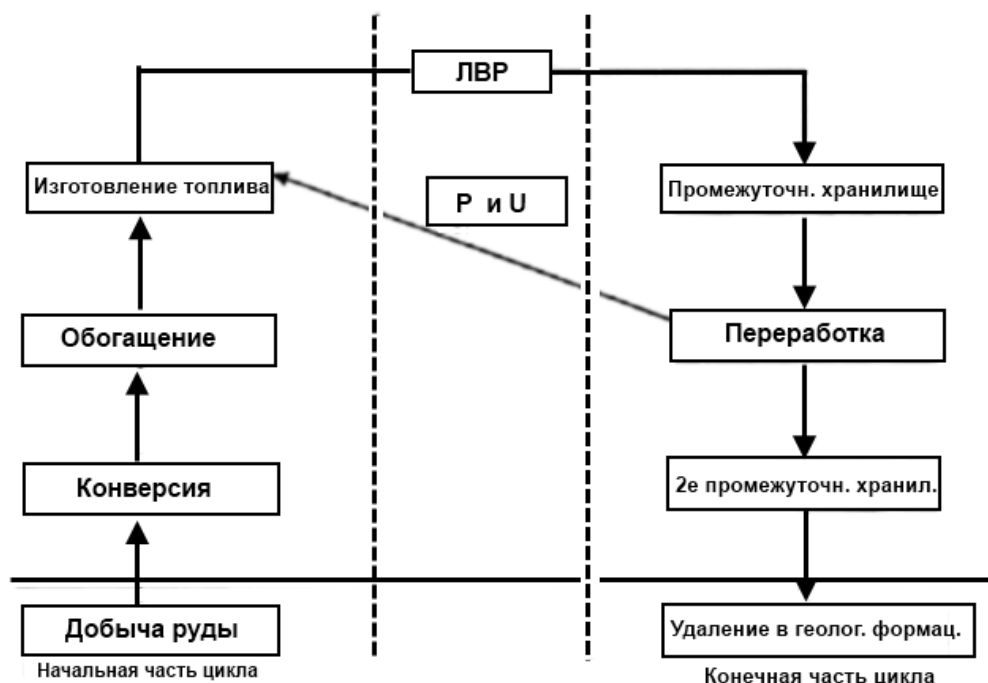


Рис. 7.3. Схема переработки ОЯТ ЛВР и возвращения урана и плутония в топливный цикл

Для перевода реакторов типа ВВЭР на полную загрузку активной зоны МОХ-топливом потребуются лишь незначительные конструктивные изменения для увеличения запаса регулирования, так как эффективность стержней регулирования снизится до 80% исходной. Одним из преимуществ полной загрузки является обеспечение высокого выгорания топлива. Количество этапов рециклирования в легководных реакторах (ЛВР) ограничено из-за увеличения концентраций изотопов плутония, которые не делятся в тепловом спектре нейтронов и являются излучателями нейтронов спонтанного деления (табл. 7.1).

Таблица 7.1. Изотопный состав плутония после нескольких оборотов в системе реактора ЛВР со смешанным уран-плутониевым топливом

Массовое число изотопа Pu	Первоначальное содержание в облученном урановом	после 1-го оборота	после 2-го оборота	после 3-го оборо-	после 4-го оборо-	после 5-го оборо-
238	1	1,5	2	2	2,5	3
239	56	46	42	40	39	38
240	26	30,	32	32,	33	33,
241	12	14	14,5	15	14,	14
242	5	8	9,5	10,	11	11,

Это затрудняет операции по загрузке в контейнеры и выгрузке из них ТВС со смешанным топливом.

Следует заметить, что все эти изменения изотопного состава плутония делают его также менее пригодным для использования в военных целях. Изотоп ^{241}Pu имеет критическую массу, примерно вдвое меньшую, чем ^{239}Pu , и поэтому по мере накопления ^{241}Pu повышается возможность достижения критичности.

В одном из возможных циклов предлагается повторно использовать только уран, а плутоний оставлять в отходах. В этом случае концентрация плутония в отходах будет очень высока; массовое отношение плутония к продуктам деления составит 10:35 (кг/т U).

Такие отходы еще не изучались. Повторное использование плутония в реакторах ВВР будет лишь временным до тех пор, пока не будут разработаны промышленные быстрые реакторы – размножители с активной зоной, содержащей 15% Pu и ~85% урана в форме смешанных оксидов или карбидов.

Проведенные исследования показали, что замкнутый топливный цикл в системе реакторов ЛВР на тепловых нейтронах полностью не решает экологической проблемы, исключая плутоний из РАО и рециклируя его через МОХ-топливо легководных реакторов. В процессе рециклирования сгорают делящиеся изотопы плутония ^{239}Pu и ^{241}Pu и продолжают накапливаться высокорadio-токсичные элементы – неделящиеся в тепловом спектре нейтронов изотопы ^{240}Pu и ^{242}Pu и актиноиды, энергетический порог деления которых порядка 1 МэВ. Для получения энергии деления и реализации использования энергетических ресурсов урана в этом случае используется только часть возможностей. Кроме того, стоимость переработки ОЯТ и изготовления смешанного уран-плутониевого топлива оказалась выше в ~4 раза, чем ожидалось, так что замыкание ЯТЦ легководных реакторов убыточно (табл. 7.2).

Тем не менее, страны, построившие большие радиохимические заводы (Франция, Англия, Япония, Россия), продолжают перерабатывать ОЯТ легководных реакторов, покрывая затраты увеличением тарифов на электроэнергию, производимую АЭС (~0,3 цента/кВт·ч). В то же время США и некоторые дру-

гие страны отказываются от переработки ОЯТ и предпочитают его длительную выдержку, что оказывается дешевле (надбавка к тарифам АЭС составляет 0,1 цента/кВт), рассчитывая в будущем на окончательное захоронение ОЯТ, не осуществляемое пока ни одной страной. Но при этом возрастают экологические риски, обусловленные накоплением высокоактивных РАО.

Таблица 7.2. Стоимость смешанного уран-плутониевого топлива, дол/кг тяж. ат.

Затраты	Обогащенный уран	Смешанное топливо*
Природный уран	400	—
Обогащение урана (до 4,4% по ^{235}U)	600	
Выделение плутония из облученного топлива**		5600 7–800 дол/кг тяж. ат.)
Коммерциализация генерированного урана (обогащение 1,2% по ^{235}TJ)		420 (7–60 дол/кг тяж. ат.)
Изготовление ТВС	300	1300
Всего	1300	6480

* Энергетический плутоний.

** На 1 кг смешанного требуется 7 кг облученного топлива.

Совершенствование систем радиационной переработки ОЯТ является важной задачей. Вариант постоянного накопления ОЯТ в специальных хранилищах вызывает жесткое возражение общественности во многих странах. Поэтому многие страны готовы нести лишние затраты на его переработку с целью предотвращения чрезмерного накопления РАО и снижения экологических рисков. Экологические проблемы, связанные с минимизацией воздействия индустрии атомной энергетики, предполагается решать созданием замкнутого топливного цикла. Замыкание ядерного топливного цикла приводит к значительному уменьшению потребления природного урана и достаточно полному уничтожению актиноидов.

Эта задача актуальна в стратегическом плане развития атомной энергетики, ее решение состоит во введении в структуру атомной энергетики ЯЭУ с быстрым спектром нейтронов, способных переработать наиболее долгоживущие

актиноиды – Pu, Np, Am, Cm – в более короткоживущие продукты деления. По этому пути движется мировое сообщество специалистов – разработчиков ЯЭУ.

Наработка трансурановых элементов обычно рассматривается как неизбежное зло ядерной энергетики. Между тем они могут эффективно использоваться в активной зоне быстрых реакторов как ядерное топливо.

Реально сжигать актиноиды в настоящее время и ближайшее десятилетие в состоянии реакторы типа БН-600 или БН-800 (Россия), в которых используется штатная топливная композиция в виде смеси оксидов урана и плутония. При использовании в этой топливной смеси энергетического плутония, нарабатываемого в реакторе ВВЭР-1000 (1,5% ^{238}Pu ; 60% ^{239}Pu ; 22% ^{240}Pu ; 12% ^{241}Pu ; 4,5% ^{242}Pu) после облучения в реакторе типа БН, при выгорании 10% тяжелых атомов в топливной смеси появляются в заметном количестве новые актиноиды (Am, Cm, ^{238}Pu), имеющие высокий уровень радиотоксичности. При этом происходит не только сгорание, но и воспроизводство плутония.

Энергетический плутоний, загружаемый в быстрый реактор типа БН, можно пространственно отделить в ТВС от сырьевого ^{238}U , в котором воспроизводится плутоний, и перерабатывать топливные и сырьевые ТВЭЛы по разным технологиям. Необходимые технологические свойства топливного ТВЭЛа обеспечиваются за счет применения инертного разбавителя (металлов со средней атомной массой, обладающих высокой теплопроводностью и умеренными сечениями поглощения нейтронов в активной зоне). Переработку топлива ТВЭЛов такого реактора предлагается осуществлять по упрощенной технологии без разделения тяжелых элементов. Все остаточное количество актиноидов предлагается загружать в свежие топливные ТВЭЛы. Это предусматривается для реакторов SAFR и PRISM и уже отрабатывалось на реакторе EBR-II в США.

Основной целью рефабрикации топливных ТВЭЛов следует считать восстановление эксплуатационных характеристик матрицы топлива, пополнение загрузки трансурановыми элементами и минимальную потерю тяжелых элементов с отходами после цикла облучения и переработки топлива с сохранением трансурановых элементов, загружаемых в топливные ТВЭЛы для оптимизации

реактивности ТВС. Время выдержки топлива между циклами облучения около 2 лет.

На рис. 7.4 представлена схема ядерной системы с тепловыми и быстрыми реакторами. Система включает реактор ВВЭР-1000 на тепловых нейтронах с урановым топливом (UO_2) или с 30-процентной загрузкой его активной зоны MOX -топливом и реактор на быстрых нейтронах с двумя разными типами активных зон. Параметры такой схемы приведены в таблице 7.3, а в таблице 7.4 показано количество нарабатываемых актиноидов.

При рециклировании топлива в системе происходит медленное нарастание содержания актиноидов в топливе, идущем на загрузку быстрого реактора.

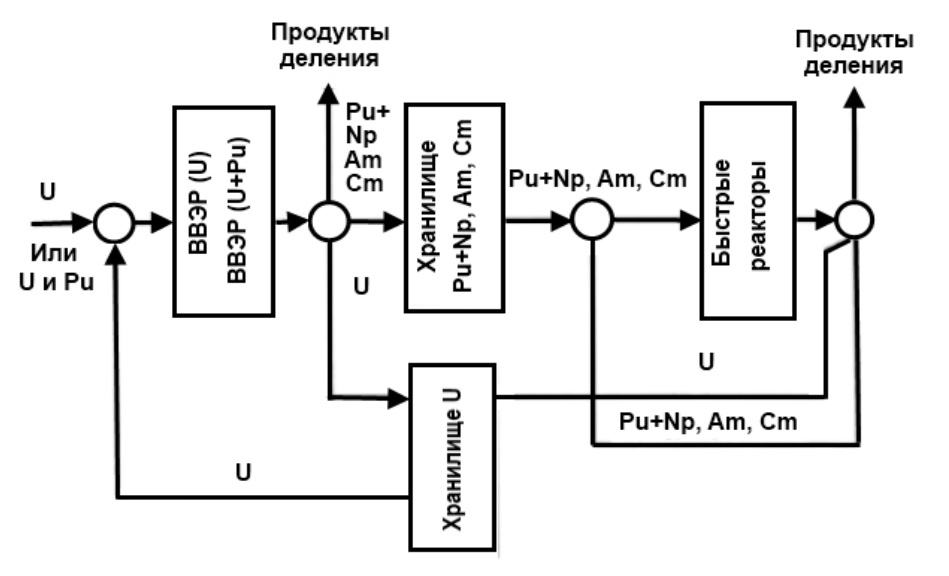


Рис. 7.4. Принципиальная схема ядерной системы с тепловыми и быстрыми реакторами

Для модели 1 быстрого реактора, работающего с ВВЭР на урановом топливе, равновесный изотопный состав устанавливается после ~17 циклов, для модели 2 быстрого реактора – через 25 циклов.

Таблица 7.3. Количество нарабатываемых актиноидов, кг/(ГВт·год)

Топливо	Плутоний				Нептуний		Америций		Кюрий		
Атомный вес	238	239	240	241	242	237	241	243	242	244	245
Урановое топливо	2,8	121,7	53,2	27,5	12,8	7,1	6,4	2,6	–	1,0	–
Смешанное MOX-топливо	6,8	160,1	96,7	56,9	31,8	11,2	8,0	9,1	0,05	4,0	0,2

Таблица 7.4. Установившийся состав топлива в системе ВВЭР – быстрый реактор, кг/т

Изотоп	Модель 1				Модель 2	
	Выгорание, 10%		Выгорание, 20%		Выгорание, 50%	
	1 год	3 года	1 год	3 года	1 год	3 года
235U	2,4	2,3	2,1	2,1	-	-
238U	564,1	575,9	521,4	516,4	-	-
238Pu	12,3	14,7	13,5	15,0	46,6	53,5
239Pu	151,4	153,8	170,1	171,6	249,0	250,1
240Pu	137,6	140,3	153,6	155,5	358,7	358,3
241Pu	30,0	26,6	38,1	35,6	80,2	67,9
242Pu	38,6	38,4	47,3	47,4	118,6	119,0
237Np	6,0	6,3	8,0	8,2	17,1	17,8
241Am	12,4	17,9	13,8	17,6	47,2	62,1
242Am	0,7	0,9	0,7	0,8	3,0	3,5
243Am	14,3	14,3	18,0	18,2	46,6	43,7
242Cm	0,2	0,02	0,2	0,02	0,6	0,06
244Cm	7,8	6,8	10,4	9,1	26,3	20,1
245Cm	2,1	1,8	2,7	2,5	5,3	4,0

Равновесный состав топлива характеризуется увеличением доли Np, Am, Cm до 10–13% при использовании ОЯТ ВВЭР-1000 с урановым топливом и до 15–17% при использовании ОЯТ ВВЭР-1000 с 30-процентной загрузкой уран-плутониевым *МОХ*-топливом. В таблице 7.4 приведен равновесный состав топлива, поступающего в быстрый реактор, который работает в системе с тепловым на урановом топливе.

Таблица 7.5. Число ВВЭР-1000, актиноиды которых может утилизировать один быстрый реактор

Модель	Выгорание в быстром реакторе, %		
	10	20	50
1	1,5(1)	1,7 (–1,05)	2,6 (2,6)

* В скобках – ВВР с 30-процентной загрузкой плутонием.

Число ВВЭР-1000, актиноиды которых способен утилизировать реактор БН-800 при их работе в варианте замкнутого топливного цикла, приведено в таблице 7.5.

§ 7.2. Системы переработки и трансмутации ОЯТ АЭС ускорителями и источниками нейтронов нового поколения

Известные методы получения нейтронов, использующие реакции деления (n, γ) и синтеза $T(d, n)$ могут быть дополнены новыми источниками нейтронов, такими как Θ – пинч (метод нагрева плазмы в импульсных системах с магнитным удержанием), ядерные реакции и другие. Электроядерный метод генерации нейтронов, основан на использовании ядерной реакции расщепления (spallation) ядер-мишеней тяжелых элементов протонами, ускоренными до высоких энергий (1–1,5 ГэВ). Теоретические и экспериментальные исследования начались в 1949 г. в Радиационной лаборатории Лоуренса в Ливерморе (LLNL) проектом МТА (Material Testing Accelerator, 1949–1954 гг.) и с середины 60-х – в ОИЯИ (Дубна). Вначале целью было получение вторичного делящегося ядерного материала по уран-плутониевой или торий-урановой схеме. Затем целью этих установок стала генерация нейтронов. Позже эти установки переориентируются на ликвидацию РАО в комплексе с генерацией вторичного топлива из естественного урана или тория, использование которого позволило бы компенсировать затраты на уничтожение РАО. Среди различных схем электроядерного производства энергии рассматривался ядерный реактор на естественном уране, управляемый ускорителем протонов LADR (Linear Accelerator Driven Reactor) с глубоко подкритичной активной зоной ($K_{eff}=0,9$). Коэффициент усиления мощности, вводимой в АЗ такого реактора, достигал ~ 5 и оценивался соотношением:

$$P = 1 + \frac{E_f}{E_p} \cdot \frac{K_{eff}}{1 - K_{eff}} \cdot \frac{n}{\nu} \cdot \eta_p \cdot \eta_\gamma \quad (7.1.)$$

где E_f – энергия деления (~ 200 МэВ), E_p – энергия протонов, n – количество нейтронов в расчете на один протон, рождаемых в мишени-конверторе, ν – количество нейтронов на акт деления, η_γ и η_p – к.п.д. ускорителя и реактора.

Основным препятствием развитию этого метода являлось создание ускорителя протонов на энергию 1000 МэВ с током пучка на выходе 300 мА, работающего в непрерывном режиме ускорения с к.п.д. $> 0,5$.

Однако ускорение протонов с током пучка более 100 мА сопровождается большими потерями его интенсивности в процессе ускорения из-за кулоновского расталкивания частиц в пучке. Кроме того, энергетический спектр нейтронов из мишени-конвертора весьма широк (от тепловых энергий до энергии первичного протона), и для использования нейтронов необходимо формирование этого спектра (замедление).

Это касается и трансмутации актинидов, так как подобный процесс происходит в двух реакциях – радиационном захвате нейтронов (в тепловой части спектра) и в пороговых реакциях деления (n, f) , (n, pf) и т.д. быстрыми нейтронами. В любом случае затраты на трансмутацию не окупаются энергией, снятой с мишени-конвертора.

В качестве перспективного направления использования электроядерного метода генерации нейтронов для уничтожения оружейного плутония и миноритарных актинидов (МА) в последнее время рассматривается управляемый ускорителем энергетический подкритический реактор, активная зона которого загружается этими элементами (Pu и МА), естественным ураном, обедненным ураном из отходов заводов по его обогащению или торием.

Число нейтронов в подкритической активной зоне реактора зависит от интенсивности внешнего источника нейтронов. Реактор работает как усилитель потока нейтронов, причем усиление возрастает с увеличением K_{eff} по мере приближения его значения к единице.

Величина подкритичности $(1-K_{eff})$ зависит от установившегося энергетического спектра нейтронов в подкритической активной зоне, связана с долей запаздывающих нейтронов соотношением $(1-K_{eff}) < \beta_{eff}$ и зависит от состава делящихся материалов. Для реакторов на быстрых нейтронах доля запаздывающих нейтронов колеблется в диапазоне $\beta=0,0035-0,0042$, для PWR величина β находится в диапазоне значений $0,0050-0,0065$.

Максимальный коэффициент размножения K_{eff} определяется в момент начала равновесного выгорания топлива, которое начинается после изменения реактивности за счет выработанной мощности и эффектов отравления ксеноном и сама-

рием. При выведении реактора на стационарный режим происходит потеря критичности за счет шлакования исходного топлива. Наибольшая потеря реактивности происходит в ядерных реакторах на промежуточных нейтронах ($E_n \sim 100$ эВ), наименьшая в ядерных реакторах на быстрых нейтронах. Потеря реактивности приводит к возрастанию подкритичности $(1-K_{eff})$ и уменьшению коэффициента умножения нейтронов, равного $1/(1-K_{eff})$.

Потеря реактивности в реакторах на тепловых нейтронах происходит из-за образования продуктов деления ^{135}Xe и ^{149}Sm ($A=(1-K_{eff}) \sim 3\%$), потеря реактивности при выводе на мощность (за счет выгорания топлива и температурного изменения его плотности) составляет $A=(1-K_{eff}) \sim 5\%$, поэтому $K_{eff}=0,92$ и коэффициент умножения нейтронов $1/(1-K_{eff})=12,5$. В ядерных реакторах на быстрых нейтронах температурный и плотностный эффекты приводят к возрастанию подкритичности на $(1-K_{eff}) \sim 1,1\%$, отравление ксеноном и самарием ничтожно и им можно пренебречь; в итоге $(1-K_{eff}) \sim 2\%$ и коэффициент усиления потока нейтронов составляет $1/(1-K_{eff})=50$.

При введении в активную зону объемом V источника нейтронов с интенсивностью I (нейтронов/с) плотность нейтронов $n=I\tau/V$ (нейтронов/см³), где τ – среднее время жизни поколения нейтронов.

Нейтроны заполняют активную зону (АЗ) и в размножающей среде для конкретного уровня подкритичности устанавливается интенсивность нейтронов в процессе последовательного (во времени) размножения нейтронов источника последовательными поколениями нейтронов и $\Phi_{уст}=\Phi_{ист}/(1-K_{eff})$.

Время установления подкритической плотности потока нейтронов $\Phi(t_{уст})$ зависит от подкритичности активной зоны $(1-K_{eff})$, времени жизни поколения нейтронов τ , интенсивности источника I , введенного в активную зону. Практически $\Phi_{подкрит.}$ можно считать установившейся, когда она достигнет 90–95% $\Phi_{уст}$ (рис. 7.5).



Рис. 7.5. Динамика изменения плотности потока нейтронов в подкритическом реакторе при включении внешнего источника нейтронов

При подкритичности, меньшей доли запаздывающих нейтронов $1 - K_{\text{eff}} < 3$, чем ближе K_{eff} к единице, тем в большей степени время запаздывания запаздывающих нейтронов влияет на время установления; чем ближе критическое состояние, тем больше время стабилизации процесса.

§ 7.3. Подкритические системы, управляемые ускорителями протонов

Системы трансмутации, управляемые ускорителем заряженных частиц, состоят из высокоинтенсивного ускорителя, мишени из тяжелого металла, преобразующей ускоренные заряженные частицы в нейтроны, и подкритической сборки (рис. 7.6) с эффективным коэффициентом размножения нейтронов ($K_{\text{эфф}}$), который меньше единицы.

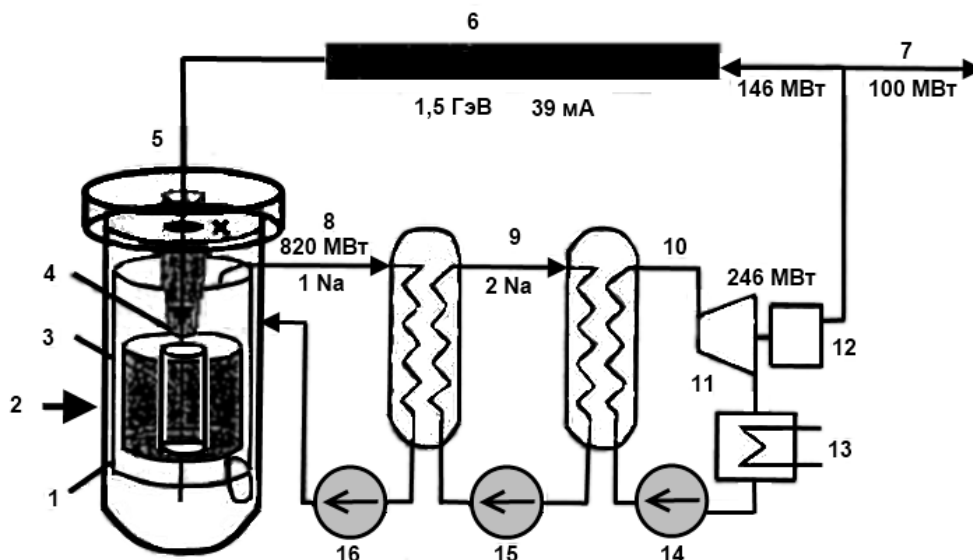


Рис. 7.6. Концепция управляемой ускорителем системы трансмутации: 1 – подкритический бланкет, $K_{эфф} \sim 0,9$; 2 – трансурановые элементы (ТРУ), 250 кг/год; 3 – вольфрамовая мишень; 4 – окно пучка; 5 – пучок протонов; 6 – интенсивный ускоритель протонов; 7 – сеть 100 МВт (эл.); 8 – первый контур Na; 9 – второй контур Na; 10 – пар; 11 – паровая турбина; 12 – генератор переменного тока; 13 – конденсатор; 14 – питательный насос; 15 – насос второго контура; 16 – насос первого контура

Последнее обстоятельство обеспечивает безопасность эксплуатации такой системы. Подобная система может создать большой избыток нейтронов по сравнению с критическими реакторами, что позволит эффективно их использовать для уничтожения элементов РАО (МА и ПД). В настоящее время все разрабатываемые концепции таких систем в CERN, JAERI, CEA, LANL и т.д. базируются на быстром спектре нейтронов в подкритической сборке. Подкритическая сборка подобна активной зоне обычного реактора деления и охлаждается жидкометаллическим теплоносителем. Это позволяет полностью использовать технологию охлаждения жидкометаллических быстрых реакторов. В таблице 7.6 приведены характеристики систем, управляемых ускорителем (ADS), и их производительность при выжигании МА и ПД.

Умножение нейтронов подкритическим бланкетом позволяет снизить энергию ускоряемых протонов и ток пучка ускорителя, генерирующего нейтроны в АЗ реактора. Кроме того, становится менее важной величина эффективности (к.п.д.) генерации протонов ускорителем.

Таблица 7.6. Характеристики управляемых ускорителем систем ADS (820 МВт), охлаждаемых натрием и Pb–Bi. Нитридное топливо (МА, Рu). Ускоритель протонов, энергия 1,5 ГэВ, ток пучка 45 мА, 30 нейтронов/протон

Тип	Теплоноситель Na Трансмутатор МА	Теплоноситель Pb–Bi Трансмутатор МА	Теплоноситель Pb–Bi Трансмутатор МА, ПД
Мишень для протонов	Твердый вольфрам	Жидкий сплав Pb–Bi	
Начальная загрузка, кг (МА/Ru/ПД)	1950/1300/0	2500/1660/0	2500/1660/1000
Состав (%) (^{237}Np / ^{241}Am / ^{243}Am / ^{244}Cm)	56,2/26,4/12,0/5,11		
$K_{\text{эф}}$ (начальный/ макс/мин)	0,93/0,94/0,90	0,95/0,95/0,94	0,93/0,93/0,92
Пустотная реактивность теплоносителя (% $\Delta k/k$)	+4,5	–4,8	–7,1
Уровень трансмутации (кг/год) (МА/ПД)	250/–		250/40

Энергетическая стоимость генерируемых в подкритическом blankets нейтронов оказывается достаточно низкой, чтобы компенсировать энергетические затраты на ускорение первичных частиц.

Уменьшение энергии протонов до $\sim 200\text{--}300$ МэВ позволяет получить практически изотропное распределение нейтронов из конвертора в АЗ, не отличающееся по энергетическому распределению от спектра нейтронов деления. Это исключает необходимость формирования энергетического спектра нейтронов от мишени-конвертора с помощью специальных замедлителей. В спектре нейтронов, генерируемых протонами с $E_p=300$ МэВ, 89% нейтронов имеют энергию менее 15 МэВ (рис. 7.7).

Для реализации подкритического жидко-солевого реактора исследована возможность уменьшения энергии ускоряемых протонов до 100–300 МэВ (вместо 1000 МэВ) с целью снижения стоимости ускорителя. Управление таким реактором осуществляется с помощью ускорителя протонов, генерирующего нейтроны в мишени-конверторе, находящейся в АЗ. Были просчитаны варианты с мишенью – конвертором из естественного урана, тория, свинца. Указанное уменьшение энергии протона упрощает систему генерации нейтронов (мишени-конвертора), пробег протонов сокращается с 50 до 1–8 см. Энергетический баланс между затратами на уничтожение трансурановых элементов и вырабаты-

ваемой электроядерным реактором (ЭЛЯР) энергией с учетом собственных нужд на обеспечение ускорителя протонов – положителен.

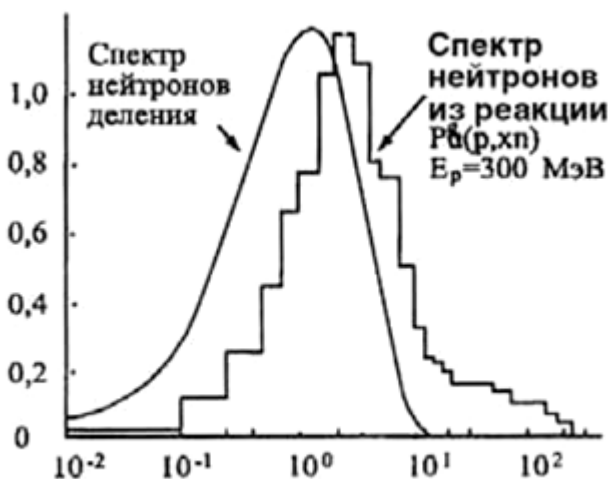


Рис. 7.7. Энергетический спектр нейтронов из свинцового конвертора

В случае жидкосолевой подкритической АЗ с $K_{\text{eff}}=0,98$ и топлива в виде ${}^{69}\text{Li}$; ${}^{28}\text{BeF}_2$; ${}^3\text{-PuF}_3$ для выжигания оружейного и энергетического плутония при токе пучка протонов 0,1 А начиная с энергии 250 МэВ выработка электроэнергии ЭЛЯР полностью компенсирует затраты на эксплуатацию ускорителя с $K_y=0,1$. Производительность такой установки с конвертором из Pb составляет ~ 350 кг оружейного плутония в год (объем АЗ=50 м³, установившаяся плотность потока нейтронов = $3,9 \cdot 10^{14}$ нейтронов/см²·с, время вывода на стационарный режим работы $t_{\text{st}}=100$ с, спектр нейтронов практически не отличается от спектра деления).

Жидкосолевой энергетический реактор с подкритической активной зоной способен работать в режиме переменной мощности, отвечает требованиям безопасности от неконтролируемого возрастания мощности ($K_{\text{eff}} < 1$), его топливный цикл ориентирован на актиноиды из ОЯТ АЭС, оружейный и энергетический плутоний.

Этот топливный цикл логично вписывается в топливный цикл атомной энергетики, основу которого составляют энергетические реакторы на тепловых нейтронах, и обеспечивает гарантии нераспространения ядерных материалов. Простым увеличением энергии протонов на 50 МэВ жидкосолевой ЭЛЯР может

перейти от режима выжигания МА к равновесной технологии, где подпитка топливом осуществляется обедненным или естественным ураном или торием. В любом случае топливо ЭЛЯР представляет собой смесь, содержащую плутоний, уран, МА и какое-то количество ПД (после пирометаллургического разделения отработавшего топлива АЭС). В связи с этим топливо ЭЛЯР является самозащищенным от хищений и возможного его использования в нелегальных технологиях.

Уран, выделенный из ОЯТ АЭС, содержит 1,02% ^{235}U (ВВЭР-1000), что значительно превышает его содержание в уране естественного состава (0,72%). Обогащение урана после переработки ОЯТ АЭС позволяет получить 30–40% экономии при создании топлива ЛВР, несмотря на присутствие ^{236}U .

При замыкании ядерного топливного цикла плутоний может быть направлен вместе с ураном на завод по изготовлению уран-плутониевого оксидного (МОХ) топлива для обычных водо-водяных реакторов типа ВВЭР. В таком случае для переработки малых актиноидов (трансплутониевых элементов) для атомной энергетики Украины достаточно одного жидкосолевого электроядерного реактора, так как ежегодная загрузка МА составляет 135 кг/год.

В любом случае изоляции подлежат только продукты реакции деления ядер Pu, U, МА, что позволяет снизить срок изоляции радиотоксичных отходов топливного цикла АЭС с нескольких миллионов до 1000 лет и упрощает долгосрочную стратегию обращения с ними.

§ 7.4. Перспективы развития систем, управляемых ускорителями заряженных частиц

В последние годы множество стран считают перспективным направлением для генерации энергии и уничтожения радиотоксичных элементов отработанного топлива АЭС создание электроядерных подкритических систем, сочетающих в себе безопасность эксплуатации ($K_{\text{eff}} < 1$) и гибкость управления. Основой этих систем является внешний источник нейтронов ускорительного типа. Технология электроядерных систем использует три основных компонента: ускоритель

тель заряженных частиц с мощностью пучка порядка долей или единиц МВт и энергией более 100 МэВ; подкритическую сборку, состоящую из мишени-конвертера ускоренных частиц и blankets с делящимся материалом для умножения потока нейтронов от мишени-конвертера; системы охлаждения мишени конвертера и blankets.

Высокотоковые ускорители уже создаются, и основной проблемой является непрерывная стабильность пучка ускоряемых частиц в течение длительного времени. Технология охлаждения мишени и подкритической сборки зависит от характера решаемых технологических задач и включает все возможные теплоносители (особое внимание уделяется сплаву Pb-Bi). Коэффициент умножения нейтронов внешнего источника подкритической сборки в некоторых концептуальных разработках достигает значений, равных 200 ($K_{\text{eff}}=0,995$), что значительно снижает требования к эффективности генерации нейтронов ускоренными частицами различной природы. В связи с этим основой выбора ускорителя для ядерных систем является его стоимость. При существующих в настоящее время капитальных затратах на сооружение электроядерных систем для потоков нейтронов внешнего источника до 10^{17} нейтронов/с преимущество имеет система с ускорителем электронов и фотоядерные процессы генерации нейтронов. Для потоков нейтронов более 10^{17} нейтронов/с преимущество переходит к ускорителю протонов на энергию 1000 МэВ (рис. 7.8).

Выход нейтронов из мишени-конвертера и коэффициент размножения подкритической сборки определяются расчетом с использованием ЭВМ-программ, включающих метод Монте-Карло, и библиотеки ядерных данных относительно нейтронов и γ -квантов для моделирования прохождения этих частиц в материалах конструкций.

Спектр нейтронов внешнего электроядерного источника с урановым конвертером (20% ^{235}U) достаточно жесткий ($E_n > 1$ МэВ), что необходимо для включения в топливный цикл природного урана, тория и трансурановых элементов, ядерная реакция деления которых имеет энергетический порог более 1 МэВ.



Рис. 7.8. Зависимость стоимости установок для генерации нейтронов в фотоядерных реакциях и реакциях расщепления

Исследования моделей подкритических сборок показали необходимость наличия в их конструкции отражателей нейтронов для исключения их утечки из активной зоны. Коэффициент размножения K_{eff} весьма чувствителен к таким характеристикам материалов отражателей, как альбеда и замедляющая способность.

В процессе эксплуатации электроядерной системы происходит выгорание атомов мультиплицирующего материала в реакциях деления и образования шлаков, паразитно поглощающих нейтроны. Это приводит к уменьшению K_{eff} и снижению коэффициента умножения $M=1/(1 - K_{\text{eff}})$ потока нейтронов внешнего источника. Для стабильного режима эксплуатации электроядерной системы, соответствующей постоянной плотности потока нейтронов в подкритической сборке, необходимо либо увеличить интенсивность внешнего источника (т.е. повысить ток ускоренных частиц, падающих на мишень-конвертер), либо поддерживать концентрацию делящегося материала постоянной. Последнее возможно только в жидкосолевых системах, позволяющих очищать от шлаков отработавшее солевое топливо и восполнить убыль выгоревшего элемента (рис. 7.9).

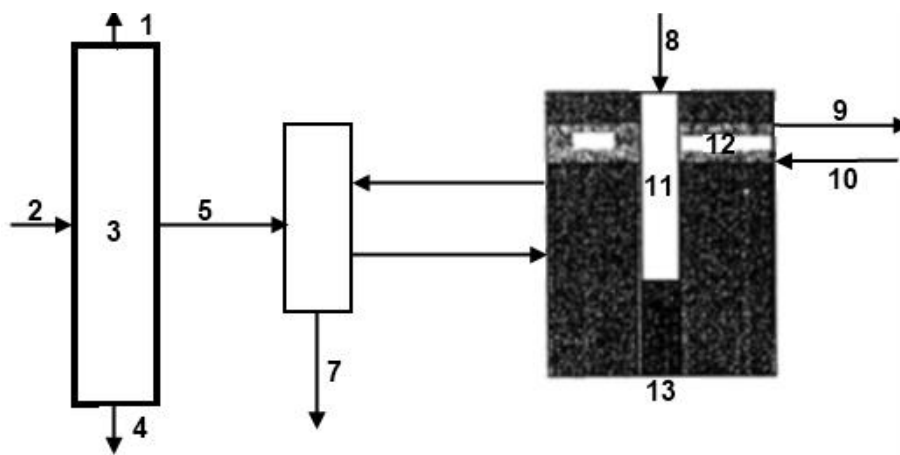


Рис. 7.9. Схема трансмутационной переработки ОЯТ АЭС в жидкосолевом реакторе, управляемом ускорителем электронов: 1 – уран; 2 – отработавшее ядерное топливо (ОЯТ); 3 – раствор ОЯТ, пиротехническая переработка; 4 – РАО без актиноидов; 5 – соль + Рн+МА; 6 – система перемешивания; 7 – в хранилище РАО; 8 – электроны; 9 – к парогенератору; 10 – от парогенератора; 11 – вход пучка электронов в активную зону; 12 – теплообменник; 13 – корпус реактора

Образование шлаков и выгорание делящихся элементов влияют на величину среднего времени жизни поколения нейтронов в размножающей среде, что сказывается на динамических характеристиках подкритической сборки. Поэтому в гетерогенных системах подкритических сборок предлагается использовать выгорающие поглотители для увеличения оперативного запаса реактивности, компенсации выгорания делящихся элементов и поглощения нейтронов шлаками.

В результате анализа различных конструкционных решений для подкритической системы выбрана цилиндрическая геометрия, по оси которой располагается мишень-конвертер заряженных частиц (рис. 7.10).

Идеальным вариантом является равенство скоростей уменьшения реактивности из-за выгорания/шлакования размножающего нейтроны материала и увеличения реактивности в результате выгорания атомов поглотителя. Для этих целей предлагается использовать в качестве выгорающего поглотителя эрбий естественного состава, который предпочтителен при длительной непрерывной эксплуатации из-за малого сечения захвата нейтронов.

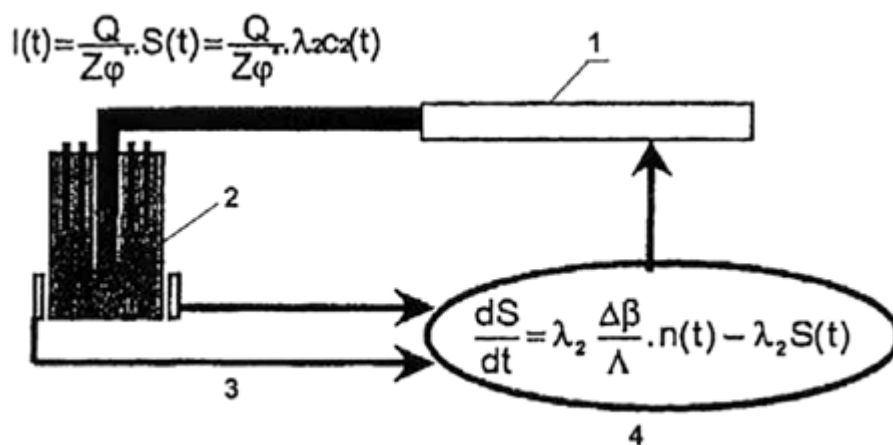


Рис. 7.10. Управляемая ускорителем система с жидким ядерным топливом в виде солей трансурановых элементов: 1 – графитовый замедлитель; 2 – бланкет; 3 – пучок протонов; 4 – петля с жидкой солью; 5 – жидкая соль; 6 – петля с жидкой солью; 7 – теплообменник; 8 – графитовый тразжатель; 9 – жидкометаллическое топливо; 10 – область мишени; 11 – переработка; 12 – насос для жидкой соли

Работа активной зоны электроядерной системы на подкритическом уровне ($K_{\text{eff}} < 1$) обеспечивает безопасность эксплуатации, исключая протекание самоподдерживающейся цепной реакции деления. При надежной обратной связи между мощностью подкритической системы и мощностью пучка ускорителя (вклейка 1, рис. 163) можно гарантировать желаемый уровень управления электроядерной системой.

§ 7.5. Основные технологии трансмутации

Ядерные реакции трансмутации позволяют ликвидировать экологически опасные ОЯТ, или ОВУА с элементами, обладающими высоко радиотоксичностью, и перевести их в стабильные или короткоживущие продукты.

В активной зоне реактора при воздействии нейтронов на тяжелые элементы, входящие в состав РАО возможны в основном два типа ядерных реакций, приводящих к их ликвидации:

- реакции деления, которые преобладают при облучении ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu , ^{241}Am и ^{244}Cm , и называются выжиганием;
- радиационный захват нейтронов, который приводит к образованию более тяжелых ядер и называется трансмутационным уничтожением.

Анализ механизмов этих реакций приводит к следующим выводам.

Уровень выжигания будет низким по сравнению с уровнем трансмутации в ядерных реакторах, в связи с чем, невозможно значительно уменьшить количество уничтожаемых элементов в одном цикле облучения в реакторе вследствие большого времени для выжигания делящихся ядер. Поэтому нужно многократное циклирование для уничтожения РАО.

В процессе многократного циклирования (рециклинга) пропорции наиболее тяжелых ядер (Am, Cm, Np) будут возрастать из-за их образования при последовательном захвате нейтронов материнскими элементами. Состав облучаемых РАО будет существенно изменяться по отношению к исходному химическому и изотопному составу. Поскольку плутоний вносит основной вклад в радиотоксичность ОЯТ, то рециклинг нужно начинать с Pu, а далее рассматривать рециклинг малых актиноидов (МА) – Am, Cm и Np.

Многократный рециклинг возможен в реакторах разных типов (легководных на тепловых нейтронах (типа ВВЭР) и реакторах на быстрых нейтронах (типа БН)).

Возможны два способа введения элементов в активную зону реактора: гомогенный, в котором МА растворяются в топливе реактора с низким содержанием; гетерогенный, в котором МА сконцентрированы в отдельных стержнях с высоким содержанием.

Чтобы достичь равновесия между образованием актиноидов в реакторе и их уничтожением, требуются различные характеристики энергетических спектров нейтронов, в связи с чем необходимо составить схему из реакторов различных типов и определить их пропорции, а также количество актиноидов, вводимых в активную зону этих реакторов, и способ рециклирования.

При сравнении энергетических спектров нейтронов обнаруживается преимущество реактора на быстрых нейтронах, так как в энергетическом спектре этого реактора вероятность реакции деления выше.

Уничтожение долгоживущих элементов РАО при захвате нейтронов или в реакции деления требует дополнительных нейтронов. Излишек нейтронов в ре-

акторе каждого типа определяется как разница между генерацией нейтронов при делении и потерями нейтронов при их захвате в структурных материалах и поглотителях, а также при их утечке из активной зоны. Оценки показали, что в тепловых реакторах этот излишек мал (0,1 нейтрона/деление для ЛВР с 6-процентным обогащением по ^{235}U) и составляет около 0,4–0,6 нейтрона/деление в реакторах на быстрых нейтронах.

Потребление нейтронов рециклируемыми ядрами определяется как их число, необходимое для перевода исходного ядра в стабильное, учитывая вероятности захвата, деления и распада. В таблице 7.7 приведены эти величины.

Таблица 7.7. Потребление нейтронов, нормированное на 1 деление *

Изотоп или элемент	Тепловой спектр	Быстрый
237Np	1,12	–0,59
241Am /243Am	1,12 /0,82	–0,62 /–2,51
244Cm /247Cm	–0,15/ –1,48	–1,39/ –2,51
Pu, выгруженный из стандартного ЛВР	–0,2	–1,1
Долгоживущие продукты деления без разделения изотопов	2/ 0,3 до 0,5	

* Отрицательные величины соответствуют образованию нейтронов, возникающих при уничтожении этих элементов.

Они показывают, что всегда можно выжигать МА в быстром спектре нейтронов (МА при их уничтожении в реакции деления образуют нейтроны), в то время как в тепловом спектре избыток нейтронов не всегда достаточен.

Трансмутация долгоживущих продуктов деления (ПД)

Возможность выжигания долгоживущих продуктов деления (ПД) в существующих реакторах деления очень ограничена, эти элементы паразитно поглощают нейтроны и нарушают их баланс в активной зоне. Уничтожение ПД возможно при рециклировании, но не для всех ПД.

В таблице 7.8 приведен перечень долгоживущих ПД, определяющих долговременную радиотоксичность ОЯТ и РАО, образуемых в UO_2 -топливе, реакторов типа ВВЭР.

Таблица 7.8. Образование долгоживущих продуктов деления (PWR, UO_2 , 50 ГВт·сут/т)

Изотоп	Период полураспада (лет)	Удельное образование (кг/ТВт·ч)	Удельное образование элемента
^{14}C *	$5,73 \cdot 10^3$	0,0013	0,0013
^{79}Se	$6,5 \cdot 10^4$	0,018	0,209
^{90}Zr	$1,53 \cdot 10^6$	2,8	13,7
^{96}Tc	$2,13 \cdot 10^5$	3,2	3,2
^{107}Pd	$6,5 \cdot 10^6$	0,78	4,8
^{126}Sn	$1,0 \cdot 10^5$	0,079	0,2
^{129}I	$1,57 \cdot 10^7$	0,66	0,8
^{135}Cs	$2,3 \cdot 10^6$	1,4	14,0
Сумма		9,0	37

* Продукт активации.

Трансмутация ^{99}Tc и ^{129}I

Изотопы ^{99}Tc и ^{129}I являются основными ПД-кандидатами для трансмутации в существующих реакторах, но изучался экспериментально только ^{99}Tc . Трансмутация ^{99}Tc и ^{129}I в стабильные ^{100}Ru и ^{130}Xe связана с захватом нейтрона, и в этих реакциях дополнительных нейтронов не образуется. Поэтому введение этих элементов в реактор будет понижать реактивность или укорачивать кампанию топлива, если не увеличивать его обогащение, чтобы компенсировать эту потерю реактивности.

Процесс трансмутации укорачивает время естественного распада, и в потоке нейтронов среднее время жизни облучаемого изотопа определяется выражением $T_{1/2} = \ln 2 / (\sigma \Phi)$, которое используется как характеристика скорости трансмутации долгоживущих ПД (здесь σ – поперечное сечение ядерной реакции трансмутации, Φ – плотность потока нейтронов). Так как долгоживущие ПД образуются в реакторе при его обычной работе, то рассматривают чистый выход, вычитая массу ПД, образуемую в топливе, из массы ПД, уничтожаемых в процессе трансмутации.

Трансмутация в реакторах на быстрых нейтронах

Трансмутация ^{99}Tc в быстрых реакторах может быть проведена двумя способами: в специально замедляющей нейтроны сборке, размещаемой на периферии активной зоны или в ее центре; или в незамедляющей сборке в активной

зоне. Замедление может быть реализовано материалом CaH_2 . При этом необходимо дополнительное обогащение топлива и происходит всплеск мощности в области размещаемых сборок, вызванный замедлением нейтронов. Несмотря на то, что поперечное сечение захвата нейтронов ^{99}Tc в спектре быстрого реактора относительно низкое, трансмутация ^{99}Tc в этом реакторе без использования замедлителя может иметь преимущество из-за очень высокой плотности потока нейтронов и исключения всплеска мощности. Типичные уровни трансмутации для этого случая и периоды полураспада в потоке нейтронов приведены в таблице 7.9.

Таблица 7.9. Ранжировка реакторов по отношению к трансмутации ^{99}Tc

Реактор	Конфигурация	Загрузка ^{99}Tc , кг	Трансмутация ^{99}Tc , кг/год	Трансмутация ^{99}Tc , кг/МВт·год	Период полураспада, лет
БН	Замедляющая сборка внутри активной зоны	2741	122	0,11	15
БН	Незамедляющая сборка внутри активной зоны	2660	101	0,09	18
ЛВР	Стержни в трубе ТВС UO_2	3633	64	0,07	39
ЛВР	Стержни в трубе ТВС MOX	1907	17	0,02	77

Быстрый реактор мощностью 1200 МВт (э) с замедляющей сборкой может трансмутировать Tc, образованный в 5 реакторах PWR мощностью 1 ГВт (э), или 4 PWR, если используется сборка без замедляющего материала. Процесс требует весьма большой загрузки ^{99}Tc , что приводит к конструкционным проблемам и экономическим потерям. Чтобы улучшить процесс трансмутации, изучается концепция двойной таблетки – замедляющее кольцо окружает центральную зону с ^{99}Tc . Такая подсборка с замедлителем будет загружаться в область радиального blankets быстрого реактора. В таком случае по расчетам трансмутация ^{99}Tc будет увеличена более чем в 2 раза и достигнет 10% в год (см. табл. 7.9).

Трансмутация ^{129}I была рассчитана в предположении, что ^{129}I будет введен в NaI с концентрацией данного изотопа 76%. В лучшем случае уничтожаются в

процессе трансмутации 18 кг/год, что соответствует его образованию в 3 реакторах PWR в год.

Трансмутация в легководных реакторах типа PWR и ВВЭР

Трансмутация ^{99}Tc и ^{129}I в стандартных легководных реакторах типа ВВЭР была рассчитана для ПД в стержнях без топлива, введенных в направляющие трубы ТВС. Предполагалось, что ^{99}Tc взят в форме металла с плотностью 10,5 г/см³, иод рассматривался в виде иодида церия (*CeI*) с плотностью 4 г/см³ при содержании изотопа ^{129}I в количестве 76%.

Поглощение нейтронов кластерами стержней, содержащих продукты деления, уменьшает реактивность активной зоны. Как видно из таблицы 7.4, где приведены уровни трансмутации ^{99}Tc , более эффективна трансмутация в ЛВР с UO_2 -топливом из-за более мягкого спектра нейтронов, чем в случае с MOX -топливом. Продукцию 1,6 реакторов ЛВР можно трансмутировать в 1 реакторе ЛВР с топливом UO_2 , что означает, что два из трех ЛВР должны загружаться такими стержнями с ^{99}Tc , чтобы достичь равновесия между их образованием и уничтожением. Для ^{129}I с этой целью должны использоваться 2 из 5 реакторов ЛВР.

Уровни трансмутации ПД нужно сравнивать с уровнем их образования в расчете на 1 ГВт (э). Один ЛВР мощностью 1 ГВт (э) образует 21 кг/год ^{99}Tc , или 0,02 кг/ МВт(э)·год. Из приведенного следует, что быстрые реакторы предпочтительней, они могут уничтожать продукцию ^{99}Tc , созданную 5 реакторами ЛВР. Таким образом, реакторы ЛВР значительно менее эффективны, чем реакторы на быстрых нейтронах.

Трансмутация малых актиноидов в современных легководных реакторах

Для осуществления трансмутационного уничтожения МА (Np, Am) в реакторах на тепловых нейтронах актиноиды подмешиваются гомогенно в ядерное топливо. Это вызывает уменьшение начальной реактивности (вследствие поглощения нейтронов МА) и потерю реактивности в течение цикла облучения из-за генерации новых изотопов в реакциях трансмутации (которые более реак-

тивны). Чтобы поддерживать управление циклом облучения на неизменном уровне, необходимы дополнительное обогащение топлива и изменение концентрации бора в теплоносителе. В присутствии актиноидов (Np, Am) температурный коэффициент топлива уменьшается на ~10%. Также уменьшается температурный коэффициент замедления при добавлении Np (особенно Am) из-за наличия у этих ядер резонансов в области 6,7 эВ (первый резонанс ^{238}U). Спектр нейтронов становится более жестким из-за колебаний температуры и плотности. Из-за этого реактивность бора, растворенного в теплоносителе, также снижается. Поэтому содержание МА в топливе ограничивается на безопасном уровне (1%). В случае рециклирования МА через МОХ-топливо содержание плутония в нем необходимо увеличить на 3,5% при добавке Am и на 3% при добавке Np. При этом концентрация плутония достигает почти предельного содержания, разрешаемого для МОХ-топлива ЛВР. Подобно реактору ЛВР, загруженному топливом UO_2 , рециклирование МА через МОХ-топливо приводит к менее отрицательному температурному коэффициенту замедления. В таблице 7.10 приведены результаты гомогенного рециклинга МА в легководных реакторах типа ВВЭР с отношением объемов замедлитель/топливо, равным 2 и 3.

Достижение достаточно высокого уровня уничтожения МА в тепловых реакторах невозможно без многократного рециклирования. Поскольку образование Pu в топливе является значительным, то эта операция выгодна только при участии Pu в реакциях деления (или других реакциях, снижающих его концентрацию).

Таблица 7.10. Результаты гомогенного рециклинга МА в легководных реакторах

		ЛВР- UO_2^* , водотопливное отношение $V_{\text{H}_2\text{O}}/V_{\text{UO}_2} = 2$	ЛВР-МОХ ^{**} , водотопливное отношение = 2	ЛВР-МОХ ^{***} , водотопливное отношение = 3
Выгорание (ГВт·сут/т)		47,5	47,5	47,5
Начальное содержание актиноидов, % (масса тяжелых ядер)		1	1	1
Np	Начальная масса, кг	1104	1104	1104
	Удельное потребление (кг/ГВт·ч(э))	12	10	11
	Уничтожение, % исходной массы	53	43	45
Am	Начальная масса, кг	1104	1104	1104

Удельное потребление (кг/ТВТ·ч(э))	19	5	10
Уничтожение, % исходной массы	83	20	42

* Обогащение 5,5% для рецикла Np или Am (стандартное обогащение 4,5%).

** Обогащение Pu 12% для рецикла Np и 12,5% для Am (стандартное обогащение 9 %).

*** Обогащение Pu 7,7% для рецикла Np и 8,2% для Am (стандартное обогащение 5,7%).

При гетерогенном рециклировании Np и Am вводятся в материал сборок стержней с содержанием 70% Np или 30% Am. Обогащение ^{235}U топливных сборках должно быть 4,5%.

После 4 лет облучения в стандартном ЛВР содержимое стержней с Am или Np перерабатывается, чтобы исключить ПД и Cm, которые удаляются. Np, Am и Pu рециклируются вновь с добавлением МА, извлеченных из ОЯТ энергетических реакторов, чтобы сохранить их содержание на уровне 3%. Время, необходимое для переработки облученных стержней и изготовления новых, – 2 года. Загрузка-выгрузка осуществляется каждый год, облучение проводится в течение 3 кампаний, каждая с уровнем выгорания 43 ГВт·сут/т.

В таблице 7.11 представлены результаты гетерогенного рециклирования МА для двух случаев: сборки стержней с МА размещаются на периферии активной зоны ЛВР или размещены в направляющих трубах ТВС ЛВР 900.

Второй случай отличается от первого тем, что сборки с МА облучаются нейтронами так же, как топливо.

Результаты расчетов показывают относительную стабилизацию между II и III кампаниями. Уменьшается годовое потребление Np с 37 до 27% между I и III кампаниями облучения из-за роста содержания Np в стержнях.

В течение III кампании годовое потребление Np составляет 166 кг и дает рост содержания Pu до 140 кг. Содержание делящегося Pu в полной его массе составляет 15,7% на конец периода облучения.

Таблица 7.11. Баланс масс при гетерогенном рециклировании МА в реакторах на тепловых нейтронах

		ЛВР – UO ₂	ЛВР 900
	Время облучения*	2460	1120
	Содержание (% вес.)	20	70
Np	Начальный вес (кг)	736	236

Am	Удельное потребление (кг/ТВт·ч(эл.))	4,2	15
	Уничтожено (% начального веса)	42	38
	Доля разделенных изотопов (% начальной массы)	7	3
	Вес разделенных изотопов (кг)	52	7
	Содержание (% вес.)	20	30
	Начальный вес (кг)	726	71
Am	Удельное потребление (кг/ТВт·ч(эл.))	5,8	8,6
	Уничтожено (% начального веса)	58	74
	Доля разделенных изотопов (% начальной массы)	10	13
	Вес разделенных изотопов (кг)	73	9

*Эффективных суток

Гомогенный рециклинг в *MOX*-топливо PWR

Этот рециклинг рассматривается для случая использования реактора с *MOX*-топливом, обогащенным до 9% Pu. Рециклирование 1% Am или Np требует увеличения начального содержания Pu на 3,5 и 3% соответственно.

Начальное содержание Pu очень близкое к максимально разрешаемому из-за его воздействия на пустотный коэффициент. Начальное содержание МА при рециклировании в *MOX*-топливо необходимо ограничить менее чем 1%.

Трансмутация малых актиноидов в реакторах на быстрых нейтронах (БН)

Загрузка Am и Np в активную зону быстрого реактора влияет на реактивность почти одинаково для обоих элементов. Замена в ядерном топливе реактора ^{238}U на Am или Np вызывает уменьшение начальной реактивности активной зоны из-за их высокого сечения захвата нейтронов; уменьшение потери реактивности в течение цикла облучения из-за трансмутации ^{237}Np и ^{241}Am в изотопы с высокими сечениями деления.

При содержании МА в топливе <1% комбинация вышеприведенных эффектов дает возможность уменьшить на 2% начальное обогащение топлива реактора плутонием и получить такую же величину реактивности на конец цикла облучения, как в случае отсутствия в топливе МА.

Начальная концентрация актиноидов в топливе реактора ограничивается из-за их влияния на эффект Доплера и натриевый пустотный эффект, которые могут создать трудности при контроле реактивности.

Для быстрых реакторов класса 1000 МВт (э) со смешанным уран-плутониевым топливом трансмутация в них МА не имеет серьезных препятствий. Для этого может быть использована гомогенная загрузка (вклейка 1, рис. 164 а) актиноидов в топливо с отношением МА/топливо = 0,05(5%).

Поскольку один реактор ЛВР мощностью 1000 МВт (э) производит около 26 кг МА/год, то загрузка 5% МА в топливо быстрого реактора может принять продукцию шести ЛВР на UO_2 -топливе.

При гетерогенном методе рециклирования актиноиды вместе с буферным материалом вводятся в отдельные стержни, размеры которых не отличаются от стандартных для топлива (вклейка 1, рис. 164 в).

Смешанная загрузка МА в реактор на быстрых нейтронах представлена на рис. 164 с, вклейка 1. Она является комбинацией гомогенной и гетерогенной загрузки: Np равномерно загружается в топливо реактора, а стержни, содержащие Am , Cm и редкие земли, загружаются в область бланкета. Смешанная загрузка в состоянии переработать большое количество МА без серьезных нарушений параметров активной зоны. В быстром реакторе мощностью 1000 МВт (э) перерабатывается ~530 кг МА/цикл, что соответствует продукции 16 реакторов ЛВР той же мощности.

Трансмутация МА и ПД в специальных системах. На рис. 165 (вклейка 1) представлена схема концепции топливного цикла двойного назначения. Первый уровень этой концепции связан с производством энергии и включает в себе стандартные энергетические реакторы (ЛВР – UO_2 , ЛВР – MOX , быстрые реакторы БН), заводы по производству топлива для АЭС и установки, перерабатывающие отработавшее (облученное) топливо (ОЯТ). Урановое топливо, облученное в ЛВР – UO_2 , перерабатывается и из него извлекается плутоний, который рециклируется в ЛВР – MOX и в быстрые реакторы БН. Отходы от переработки топлива направляются на второй уровень.

На втором уровне МА (Np , Am и Cm) и долгоживущие продукты деления (ПД) выделяются из отходов высокой радиоактивности, чтобы ввести их в топ-

ливо или сделать специальные стержни из этих материалов для активных зон реакторов специального назначения (выжигателей).

Это новое ядерное топливо и топливные стержни с МА и ПД облучаются в системах трансмутации и затем перерабатываются для осуществления многократного рециклирования.

При использовании специальных трансмутационных систем есть несколько преимуществ по сравнению с рециклированием МА и ПД в промышленные реакторы. Потоки материалов на втором уровне топливного цикла значительно ниже, и этот цикл может быть существенно меньшего масштаба, чем основной топливный цикл. Его отделение от основного цикла, производящего энергию, малое количество требуемых единиц позволяют создать обширное инновационное производство нового топлива, перспективные активные зоны и технологию, оптимизирующую эту часть полной системы. Необходимо также избежать нагрузки основного цикла проблемами, связанными с более высокой радиоактивностью и тепловыделением.

Второй уровень цикла, связанный с разделением элементов РАО и их трансмутацией, можно сделать очень компактным, совмещенным с основным циклом. Это решение позволяет минимизировать транспортировку материалов, которые внушают беспокойство в отношении обращения с РАО, и ограничить их в пределах топливного цикла второго уровня.

Обе системы уничтожения РАО – реакторы-выжигатели и подкритические реакторы (гибридные системы или системы, управляемые ускорителем) – используются во втором уровне. Трансмутация МА в критических реакторах может проводиться гомогенно или гетерогенно. Экстремальным случаем гетерогенного рециклинга является активная зона, полностью загруженная МА (или МА+Pu). Критические системы, загруженные МА, основаны на ядерном топливе, при этом возникают проблемы, связанные с коэффициентом реактивности (увеличение коэффициента пустотной реактивности и уменьшение эффекта Доплера), а низкая доля запаздывающих нейтронов осложняет управление. От этих недостатков свободны подкритические системы, управляемые ускорителем (ADS).

Реакторы-выжигатели

Реакторы-выжигатели, разрабатываемые в Японии (JAERI), используют в качестве топлива смесь (МА + нитрид урана). Теплоносителем является жидкий свинец или гелий.

В таблице 7.12 приведены параметры таких реакторов.

Таблица 7.12. Параметры реакторов-выжигателей малых актиноидов и продуктов деления

	L – ABR ¹	P – ABR ²
Концентрация материала топлива	Связка стержней (⁶⁴ NpAmCm36U ³) _{1,0} N ⁴ _{1,0}	Частицы с покрытием (⁶⁴ NpAmCm36U ³) _{1,0} N ⁴ _{1,0}
Начальная загрузка, кг, в том числе МА/U	918 588/330	2870 1865/1005
Мощность реактора, МВт/т	180	1200
Материал теплоносителя	Свинец	Гелий
Плотность потока нейтронов, нейтронов/см ² ·с	3,1·10 ¹⁵	6,6·10 ¹⁵
Средняя энергия нейтронов, кэВ	720	720
Реактивность, %Δк/к. Пустотная реактивность теплоноситель/АЗ. Доплеровская реактивность, Δt=300°C	–1,3 –0,01	–0,01
Кинетические параметры		
P,эфф I _p , с	2,6·10 ^{–3} 1,3·10 ^{–7}	2,6·10 ^{–3} 1,5·10 ^{–7}
Длительность цикла, эф. сут	550	300
МА, выжигание, % цикла	11	13

¹ L-ABR. МА – нитридное топливо в реакторе выжигателе со свинцовым теплоносителем.

² P-ABR. Топливо из частиц МА в реакторе-выжигателе.

³ Уран с обогащением 90%.

⁴ Обогащенный изотоп ¹⁵N.

Энергетический спектр нейтронов очень жесткий, средняя энергия нейтронов ~720 кэВ. Этот энергетический спектр позволяет эффективно перерабатывать МА в продукты деления, так как энергетический порог реакции деления МА около 600 кэВ. Производительность реакторов ABR от 190 до 200 кг/ГВт·год.

§ 7.6. Вопросы инженерной и экологической безопасности системы реакторов в топливном цикле, замкнутом по актиноидам

Безопасное функционирование анализируемой системы реакторов в замкнутом топливном цикле с инженерной точки зрения (безопасность реактора, обращение с топливом) и с точки зрения общей экологической эффективности является необходимым условием.

Переход на смешанное топливо в ВВЭР сопряжен с понижением эффективности органов применяемых сейчас СУЗ (ужесточение спектра нейтронов и уменьшение сечения поглощения в поглощающих материалах), возникновением неравномерности тепловыделения на границах уранового и плутониевого топлива (требуется профилирование обогащения ТВЭЛов). Перечисленные факторы ограничивают допустимую в настоящее время загрузку смешанного топлива в активную зону (до 30%), но, тем не менее, нет сомнения, что вопросы безопасности ВВЭР будут решены, и опыт использования плутония в зарубежных тепловых реакторах это подтверждает.

Переход с реактора-размножителя на реактор-выжигатель актиноидов сопровождается появлением некоторых дополнительных проблем, касающихся безопасности и эксплуатационных характеристик, однако на концептуальном уровне уже найдены пути их решения. Так, в варианте с повышенным обогащением топлива, который можно осуществить либо за счет введения дополнительных поглотителей, либо уменьшением объемной доли топлива, снижается и доплер-эффект, и натриевый пустотный эффект реактивности. Однако доплер-эффект снижается в допустимых пределах, и, кроме того, улучшается самозащищенность реактора в некоторых запроектных авариях. В любом варианте в конструкционных размерах БН-800 есть пути достижения безопасности при нужных эксплуатационных характеристиках.

Использование в реакторе-выжигателе активной зоны на основе топлива без ^{238}U связано с такими проблемами, как уменьшение доплер-эффекта, увеличение неравномерности поля энерговыделения. Первая задача может быть решена добавкой в топливо резонансных поглотителей, вторая – использованием специальной схемы перегрузок.

Одним из наиболее важных критериев при рассмотрении обращения с равновесным составом топлива, циркулирующим в системе тепловой реактор – быстрый реактор, является тепловыделение топливной смеси (вопросы радиационной безопасности решаются путем оптимизации защиты). В таблице 7.13 приведены результаты расчетного анализа рассмотренных вариантов системы реакторов с точки зрения энерговыделения свежего и равновесного состава топлива по отношению к быстрым реакторам.

Для уранового варианта ВВЭР, работающего в системе с быстрым реактором, энерговыделение равновесного состава топлива в 3–3,5 раза превышает энерговыделение свежего. Оно также превышает допустимое значение, причем 70% энерговыделения определяется изотопами кюрия. Эффект выдержки отработавшего топлива наиболее значителен для варианта быстрого реактора с топливом без ^{238}U (см. модель 2, таблица 7.13).

Таблица 7.13. Энерговыделение топлива быстрого реактора свежего и установившегося состава, Вт/кг Pu

Топливо	Модель ВВЭР	Выгорание, %								
		10			20			50		
		Свежее	Установившегося состава		Свежее	Установившегося состава		Свежее	Установившегося состава	
			1 год	3 года		1 год	3 года			
Уран	1 2	24,1	81,3	74,5	24,1	88,3		23,7	171,7	96,9
30% Pu	1 2	45,1	114,6	103,2	45,1	125,2	109,7	44,2	290,6	165,4

Таким образом, при организации замкнутого топливного цикла с ВВЭР на урановом топливе и быстрыми реакторами целесообразно выделение изотопов кюрия из отработавшего топлива последних. При использовании в ВВЭР 30% смешанного топлива тепловыделение превышает допустимое значение уже в свежем топливе (из-за ^{241}Am и ^{244}Cm). Поэтому в общей постановке задачи при организации замкнутого топливного цикла быстрых реакторов-выжигателей с тепловыми необходимо решать проблему выделения изотопов кюрия в целях снижения энерговыделения и активности ТВС с равновесным составом топлива.

Для повышения безопасности системы целесообразно размещать завод по изготовлению смешанного топлива, радиохимический завод и быстрый реактор на одной замкнутой территории. В этом случае на площадку будет поступать только отработавшее топливо ВВЭР, а переработка топлива с выжиганием плутония и Np , Am , Cm будет осуществляться с равновесным или приближающимся к равновесному составом топлива. Это топливо будет храниться либо в составе ТВС на АЭС (в стандарте отработавшего топлива с наличием соответствующих барьеров безопасности), либо находиться в условиях переработки и рефабрикации (опять же в пределах ограниченной территории). Следует заметить, что уже есть опыт обращения с отработавшим топливом, высокоактивными отходами и плутонием на заключительном этапе ядерного топливного цикла с высокой степенью безопасности и защиты окружающей среды. Например, на французском перерабатывающем заводе на мысе Аг средняя индивидуальная доза облучения составляет 0,26 мЗв в год (1994 г.), или 10% естественного фона.

Результаты анализа общей экологической эффективности рассмотренной системы реакторов представлены на рисунке 7.11.

Зависимости 3 и 1 показывают нарастание во времени радиоактивности актиноидов ($Pu+Np$, Am , Cm) для ВВЭР-1000 на урановом и смешанном топливе. Радиоактивные отходы должны поступать на временное хранение или захоронение. Кривые 2, 4 иллюстрируют постепенный выход системы реакторов на равновесное состояние по радиотоксичности актиноидов, при этом, начиная с некоторого времени, количество актиноидов остается постоянным независимо от длительности функционирования реакторов.

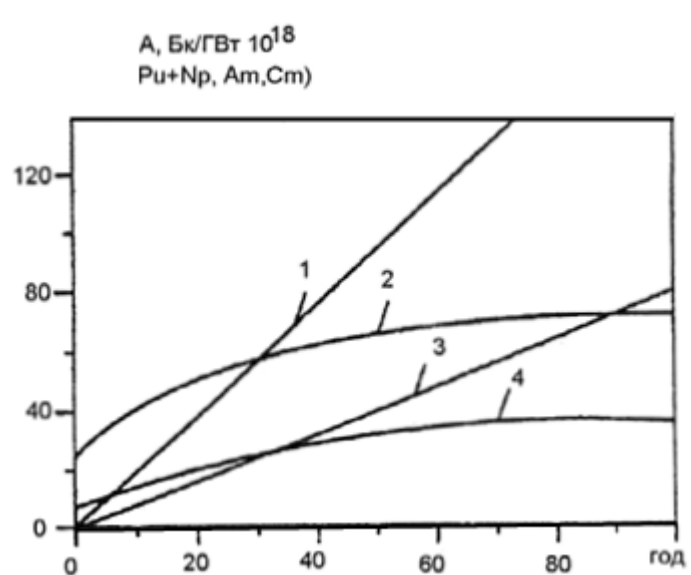


Рис. 7.11. Изменение интегральной активности отходов, нарабатываемых тепловыми реакторами в открытом топливном цикле и системой тепловых и быстрых реакторов в замкнутом: 1 – ВВЭР (U+30%Pu); 2 – P(U+30%Pu)+быстрый реактор; 3 – ВВР(U); 4 – ВВР (U)+быстрый реактор

Таким образом, система ядерной энергетики, включающая тепловые и быстрые реакторы и работающая в замкнутом топливном цикле по актиноидам (плутоний, нептуний, америций), экологически эффективна.

Определено соотношение числа реакторов, при котором тепловой реактор (типа ВВЭР) является поставщиком актиноидов, быстрый – их выжигателем в условиях установившегося содержания Np , Am , Cm в ядерном топливе.

Для рассматриваемой реакторной системы имеются научно-технические основы безопасности реактора-выжигателя актиноидов, а также безопасности при обращении с отработавшим топливом, причем последнее возможно в условиях выделения из топлива только кюрия, обращение с которым требует отдельного рассмотрения. Общая экологическая безопасность системы наиболее эффективна при расположении реакторов-выжигателей и заводов по изготовлению свежего топлива на одной площадке.

Создание промышленных реакторов на быстрых нейтронах, способных замкнуть ядерный топливный цикл по уничтожению плутония с малыми актиноидами ($Pu+MA$) в процессах деления (выжигания), прогнозируется примерно через 40 лет. За это время необходимо создать массу плутония для начальных загрузок таких реакторов (~ 4 т/ГВт). Так как цена переработки ОЯТ и извлече-

ния из него плутония практически полностью определяет экономику такого цикла, стоимость которого превышает стоимость открытого цикла в ~ 4 раза, то необходимо использовать имеющееся время для создания и эксплуатации в дальнейшем производства по переработке ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах.

Экономически обоснованная долговременная стратегия развития ядерной энергетики, связанная с использованием энергетического потенциала плутония, требует отсрочки переработки ОЯТ на десятки лет до тех пор, пока извлеченный из него плутоний сможет быть использован для начальных загрузок быстрых реакторов нового типа. При этом резко уменьшаются сегодняшние затраты на процесс переработки за счет дисконтирования. В соответствии с методикой дисконтирования для обеспечения затрат F через T лет необходимо сегодня осуществить вклад в инвестиции (P) в размере

$$P = F/(1+d)^T,$$

где d – ставка дисконтирования, T – срок откладывания мероприятия.

При ставке дисконтирования $d=8\%$ и среднем сроке отсрочки 40 лет коэффициент дисконтирования $K=(1+d)^T$ будет примерно равен 25. В этом случае достаточно сегодня потратить 30 дол/кг тяжелых атомов, чтобы через 40 лет накопить для переработки ОЯТ необходимые 800 дол/(кг тяжелых атомов).

§ 7.7. Проблемы экологической безопасности ядерной энергетики

За почти 70 лет развития милитаристских ядерных программ и мирной ядерной энергетики наиболее крупными авариями считаются выход в 1957 г. из хранилища РАО на предприятии «Маяк» (Челябинск-40, Урал, СССР) 2 МКи, авария на АЭС «Тримайл-Айленд» в США, авария 26 апреля на 4-ом блоке Чернобыльской АЭС (СССР) с выбросом 50 МКи и авария 12 марта 2011 на АЭС «Фукусима-1» (Япония).

«Челябинск-40» расположен в 100 км от Челябинска и был построен в конце 1945 г. В начале 1948 г. был закончен монтаж первого советского промышленного реактора для наработки плутония. После испытания первой советской атомной бомбы 29 августа

та 1949 г. были сооружены еще 4 реактора. Проблема радиационной безопасности мощного промышленного радиохимического комплекса возникла сразу же после пуска плутониевого комбината и решалась легко, как и везде в то время, – например, Великобритания сбрасывала РАО в бочках в Северное море. До 1952 г. все радиоактивные отходы завода без очистки сбрасывались в реку Теча, что составило несколько миллионов кюри (МКи). Радиационное загрязнение местности обнаруживалось до Северного Ледовитого океана. После закрытия района с рекой Теча и эвакуации жителей в 1955 г. радиационно грязную воду скопили в искусственных водохранилищах со сроком хранения до 2150 г. Сброс продолжился в озеро Карачай, где скопилось около 120 МКи. Затем были построены огромные бетонные резервуары с толщиной стенок около 1,5 м, куда помещались баки из нержавеющей стали с ЖРО. Действовали специальные системы вентиляции и охлаждения, однако строгий контроль отсутствовал. Это привело 29 сентября 1957 г. к отказу охлаждения одного из резервуаров, началось усыхание раствора и через 3 часа произошел взрыв. В результате 2,1 МКи выплеснулось на площадку и 10% поднялось в атмосферу. Образовался радиационный язык (в основном Sr^{90}) длиной до 300 км, с общей площадью загрязненной территории 15000 км², на которой проживало 270000 чел. Были эвакуированы 10800 чел., для сравнения в Чернобыле эвакуировали 116000 жителей. И в настоящее время в районе Течи фон в 10 раз выше нормы – 1,2 мкЗв.

28 марта 1979 года на АЭС «Тримайл-Айленд», расположенной вблизи г. Гаррисберга (Пенсильвания) произошла крупная авария второго реакторного блока мощностью 880 МВт (э). Блок не был оснащен дополнительной системой обеспечения безопасности. Была обнаружена утечка радиоактивных газов в атмосферу, в корпусе реактора образовалось скопление водорода, что грозило взрывом оболочки реактора. Прекратилась подача питательной воды насосами в парогенератор. В результате парогенератор не мог отводить от первого контура тепло, вырабатываемое реактором. Автоматически отключилась турбина. В первом контуре реакторного блока резко возросли температура и давление воды. Через предохранительный клапан смесь перегретой воды с паром начала

сбрасываться в резервуар, однако после того, как давление воды снизилось до нормального уровня, клапан не сел на место, вследствие чего давление повысилось выше допустимого. Аварийная мембрана разрушилась, и около 370 кубометров горячей радиоактивной воды вылилось на пол.

Автоматически включились дренажные насосы. Персонал должен был немедленно отключить их, чтобы вся радиоактивная вода осталась внутри защитной оболочки, однако этого сделано не было. Вода залила пол реакторного зала, начала испаряться, и радиоактивные газы вместе с паром проникли в атмосферу, что явилось одной из главных причин последующего радиоактивного заражения местности.

В момент открытия предохранительного клапана сработала система аварийной защиты реактора со сбросом стержней-поглотителей, в результате чего цепная реакция прекратилась и реактор был практически остановлен. Процесс деления ядер урана в топливных стержнях прекратился, однако продолжался ядерный распад осколков. Уровень воды в корпусе реактора снижался, температура быстро возрастала. Это привело к образованию пароводяной смеси, в результате чего произошел срыв ГЦН, и они остановились.

Уровень воды в реакторе упал, и одна треть активной зоны оказалась без охлаждения. Защитные циркониевые оболочки топливных стержней начали трескаться и крошиться. Из поврежденных тепловыделяющих элементов начали выходить высокоактивные продукты деления. Вода первого контура стала еще более радиоактивной. Температура внутри корпуса реактора превысила сорок градусов. В верхней части корпуса реактора начал образовываться газовый пузырь. Активная зона разогрелась до такой степени, что из-за химических свойств циркониевой оболочки стержней произошло разложение воды на водород и кислород. Пузырь объемом около 30 м³, состоявший главным образом из водорода и радиоактивных газов – криптона, аргона, ксенона и других, –

препятствовал циркуляции охлаждающей воды, поскольку давление в реакторе значительно возросло.

Главная опасность заключалась в том, что смесь водорода и кислорода могла в любой момент взорваться, что привело бы к неминуемому разрушению корпуса реактора. Если бы она взорвалась в корпусе, все радиоактивные продукты деления попали бы в атмосферу. Уровень радиации внутри защитной оболочки достиг к тому времени 300 Зв в час, что в 600 раз превышало смертельную дозу. Чтобы ликвидировать пузырь и устранить опасность взрыва применили метод так называемой дегазации воды.

После ликвидации аварии мировое энергетическое сообщество подробно рассматривало такие альтернативные методы, как использование солнечной энергии, переработка битуминозных сланцев, газификация угля и т. п. Однако процессы внедрения возобновляемых энерготехнологий шли медленно.

Ядерная энергетика получила новый удар. 26 апреля 1986 года в 01 ч 24 минуты в СССР на четвертом энергоблоке Чернобыльской атомной электростанции произошла крупнейшая ядерная катастрофа. Максимальный 7 класс катастрофы определился выходом радиоактивного загрязнения не только за пределы АЭС, но и за пределы страны.

В ночь с 25 на 26 апреля 1986 года на площадке ЧАЭС находилось 176 человек дежурного эксплуатационного персонала и 268 строителей и монтажников работало в ночной смене на строительстве 5 и 6 энергоблоков.

В 1976 году при введении в строй реакторов РБМК-1000 было предложено проводить их испытания в режиме выбега турбогенератора, в котором использовалась бы механическая энергия вращения его останавливающегося ротора для выработки электроэнергии. Предполагалось, что этот режим можно использовать в условиях наложения двух аварийных ситуаций: полной потери электроснабжения АЭС и максимальной проектной аварии, в которой предполагался разрыв трубопроводов большого диаметра. С 1982 года на ЧАЭС была при-

нята программа испытаний работающих энергоблоков. Испытания проводились на третьем энергоблоке в 1982 году, а после модернизации системы регулирования возбуждения турбогенератора – в 1984 и 1985 годах.

Испытания на четвертом энергоблоке приурочили к остановке реактора для проведения плановых ремонтных работ. Согласно программе испытаний тепловая мощность реактора должна была быть уменьшена в два раза (то есть, до 1600 МВт), после чего один из его турбогенераторов (ТГ № 7) выключался. Выбег турбогенератора № 8 с нагрузкой собственных нужд четвертого энергоблока должен был начаться после дополнительного снижения его тепловой мощности до $700 \div 1000$ МВт.

Четвертый энергоблок со свежим топливом был запущен в декабре 1983 года, и более чем на 2/3 оно уже выгорело. Оперативный запас реактивности (ОЗР) перед началом эксперимента составлял всего 31 стержень-поглотитель при норме 30 и запрете работы в 26 стержней. Поскольку программой испытаний предусматривалось снижение мощности реактора более, чем в два раза, то из-за ксенонового отравления удержать ОЗР в нормальных пределах было невозможно. Кроме того, режим пониженной мощности реактора приводит к пониженному паросодержанию в активной зоне, и как следствие – к повышенному расходу теплоносителя через нее, а значит, и повышенному поглощению нейтронов водой. Таким образом, нарушение ядерной безопасности эксперимента заключалось в планировании его на энергоблоке со значительно выгоревшим топливом САОР.

За время испытаний оперативный запас реактивности энергоблока дважды опускался ниже сколько-нибудь допустимых пределов его эксплуатации по ядерной безопасности. Второе нарушение этих пределов оказалось роковым.

Когда реактор во время выбега турбогенератора пошел в разгон из-за накопления пара в нем и уменьшения расхода питательной воды, возникла необходимость принимать решение. Персонал принял решение нажать кнопку АЗ-5. Это случилось в 01.23.39" 26.04.86 (вклейка 1, рис. 166). После этого в течение 20 секунд реактор накапливал силы для взрыва. Очевидцы свидетельствовали,

что в активной зоне что-то стучало и гудело, огромные по размерам главные циркуляционные насосы раскачивались, над верхней биологической защитой взлетали бетонные блоки весом 350 кг. Вероятно, уже взрывались технологические каналы, а в графитовой кладке накапливалась гремучая водородная смесь. В момент нажатия кнопки АЗ-5 стержень-поглотитель начал входить в активную зону. В верхней части реактора поглотитель уменьшил поток нейтронов. В нижней части, наоборот, за счет вытеснения охлаждающей воды и уменьшения поглощения нейтронный поток увеличился.

Таблица 7. 14. Хронология проведения эксперимента на четвертом энергоблоке ЧАЭС

Дата, время (ч, мин)	События
25.04.86, 01.06	Начало снижения мощности энергоблока. ОЗР:31 стержень
03.47	Тепловая мощность реактора снижена до 1600 МВт
07.10	ОЗР:13,2 стержня
13.05	Отключен от сети ТГ № 7. Электропитание собственных нужд реактора (четыре ГЦН) переведено на шины ТГ № 8
14.00	Начата подготовка энергоблока к проведению испытаний. САОР система автоматического охлаждения реактора отключена от контура циркуляции (согласно программе эксперимента)
14.00	Диспетчер Киевэнерго потребовал не выводить энергоблок из эксплуатации из-за сильной загруженности энергосистемы. Реактор продолжал работать на половинной тепловой мощности 1600 МВт. САОР подключена не была
15.20	ОЗР:16,8 стержня
23.10	Продолжено снижение мощности реактора. ОЗР=26 стержней
26.04.86, 00.05	Тепловая мощность реактора снижена до 720 МВт. Произошла смена оперативного персонала управления реактором.
00.28	При переходе с системы локального регулирования мощности на ее автоматический регулятор, в результате ошибки молодого оператора произошло снижение мощности до 30 МВт. Начался сильный рост ксенонового отравления и расхода питательной воды при низком парообразовании, что увеличило паразитное поглощение тепловых нейтронов
00.34.03"	Начат подъем мощности
01.03	Тепловая мощность реактора поднята до 200 МВт (выше – не удалось из-за сильного отравления его ксеноном и водой) и застabilизирована. Испытание решено проводить на этой мощности
01.23.04"	Закрыты стопорно-регулирующие клапаны турбины № 8. Прекращена подача пара на нее. Начался выбег ТГ № 8. Реактор продолжал работать
01.23.39"	Нажата кнопка аварийной остановки реактора АЗ-5, так как его мощность начала бесконтрольно расти из-за положительного парового коэффициента реактивности
01.24	Сильные удары. Стержни СУЗ остановились, не дойдя до нижних концевиков. Далее – несколько последовательных химических взрывов, разрушение реактора, пожар, радиация

Исходное высотное (аксиальное) распределение потока нейтронов имело двугорбый вид, причем в верхней части реактора энерговыделение было в пол-

тора раза выше. Поэтому положительная реактивность, вносимая ее нажатием, составляет относительно небольшую долю, когда мощность реактора велика, и становится опасной на малой мощности.

Этот недостаток аварийной защиты РБМК-1000 был уже известен, но не до конца понят персоналом. Его устранение заключается в увеличении водяного зазора между поглотителем и графитовым вытеснителем воды на один метр.

После катастрофы на ЧАЭС на всех реакторах РБМК-1000 это проделано. Кроме того, увеличено обогащение топлива до 2,6%, ОЗР увеличен до 50 стержней, абсолютный запрет работы – 30 стержней, скорость введения стержней-поглотителей сокращена до 12 секунд, 24 стержня быстрой аварийной защиты вводятся за 2 секунды.

В середине мая месяца 1986 г. Правительственная комиссия приняла решение о долговременной консервации 4-го блока с целью предотвращения выхода радионуклидов в окружающую среду и уменьшения воздействия проникающей радиации на площадке ЧАЭС и за ее пределы. Строительство объекта «Укрытие» было завершено в ноябре 1986 г. Он объединяет под своим названием совокупность сооружений, закрывающих источники радиоактивности, в том числе находящиеся в реакторном блоке, деаэрационной этажерке, машинном зале, отделенные от действующего 3-го блока стеной по оси 41, а от окружающей среды – вновь возведенными конструкциями и ограждениями, снабженных системами диагностики, пылеподавления, энерго- и водоснабжения, противопожарного водоснабжения и другими, составляющими вместе систему обеспечения безопасности объекта «Укрытие».

По своему назначению и выполняемым функциям объект «Укрытие» не имеет аналогов в мировой практике. Он не может быть отнесен к хранилищам отработанного ядерного топлива или радиоактивных отходов, т.к. не соответствует отечественным и международным требованиям по ядерной и радиационной безопасности штатных объектов ядерной энергетики.

Состояние конструкций 4-го блока после аварии

После взрыва часть конструкций реакторного блока, деаэрационной этажерки, машинного зала и другие оказались разрушенными. Активная зона разрушена полностью. Стены и перекрытия центрального зала реактора разрушены и смещены, разрушены перекрытия и стены помещений барабан-сепараторов. Помещение северных главных циркуляционных насосов разрушено полностью, помещение южных – частично. Разрушены два верхних этажа деаэрационной этажерки, колонны каркаса смещены в сторону машинного зала.

В результате пожара и падения обломков во многих местах разрушено накрытие машинного зала, взрывной волной деформировано несколько строительных ферм. Система аварийного охлаждения реактора с северной стороны реакторного отделения разрушена полностью и завалена строительными конструкциями. Это основные разрушения.

Строительные конструкции боксов главных циркуляционных насосов и шахт опасных трубопроводов, рассчитанные на аварийное давление, а также монолитные железобетонные конструкции ниже отметки +9,0 сохранились. Верхняя плита биологической защиты реактора массой более 2000 тонн вместе с трубами пароводяных коммуникаций, остатками технологических завалов, обломками железобетонных конструкций стоит, опираясь на железобетонную плиту, лежащую на баке биологической защиты.

Металлоконструкция «ОР» (основа реактора) после взрыва опустилась примерно на 4 м вниз от своего исходного положения, смяв опорные конструкции и потянув за собой трубы нижних водяных коммуникаций. Реакторное пространство практически пусто, в нем нет фрагментов кладки реакторов.

На «ОР» обнаружен завал, состоящий из бетонных плит, графитовых, других конструктивных элементов реактора и бетона, попавшего в шахту в 1986 году. Этот бетон частично залил и подреакторное помещение, в которое, как показали тепловые и радиационные измерения, произошел сброс значительного количества топлива, образовавшиеся потоки высокоактивной лавы проникли в коридоры и помещения нижней части реактора.

Центральный зал реакторного блока засыпан разрушенными конструкциями и материалами, сброшенными с вертолетов в период тушения пожара. В отдельных местах размеры этих завалов достигают 15 м. Исследования южного бассейна выдержки отработанного топлива показали, что в видимой части бассейна тепловыделяющие сборки висят ровными рядами без заметных повреждений. Вода в бассейнах не обнаружена.

Конструкция объекта «Укрытие»

Строительство объекта «Укрытие» (вклейка 1, рис. 167) было завершено в ноябре 1986 года. В машинном зале между энергоблоками возведена монолитная стена. В реакторном блоке разделительная стена выполнена путем заполнения бетоном транспортного коридора. По периметру 4-го энергоблока выполнены «пионерные» защитные стены железобетона высотой около 6 м – со стороны завала (северная сторона блока); 8 м с южной и западной сторон. Северная защитная каскадная стена выполнена из бетона в виде уступов высотой 12 м. Сохранившаяся западная сторона снаружи закрыта стеной контрольной высотой 50 м.

В качестве опор основных несущих конструкций были использованы:

- по западной стороне блока – сохранившаяся монолитная стена;
- по северной стороне – вновь возведенная каскадная стена;
- по восточной стороне – две сохранившиеся железобетонные вентиляционные шахты;
- со стороны деаэрационной этажерки (южная сторона блока) – опоры, возводимые на разрушенных конструкциях этажерки.

Покрытие представляет собой следующую конструкцию:

- на металлические балки, идущие вдоль центрального зала, уложены 27 металлических труб диаметром 1220 мм, длиной 34,5 м;
- над трубами устроена кровля из профилированного настила – 6 пространственных блоков;
- кровли, примыкающие к центральному залу с северной и южной сторон, выполнены из крупногабаритных металлических щитов;
- над разрушенной частью машинного зала сделано новое покрытие.

В результате проведенных работ произошло перераспределение нагрузок от сооружения на грунтовое основание.

Состояние топлива 4-го блока после аварии

В результате аварии активная зона полностью разрушена. Топливо из разрушенной активной зоны распределено по помещениям объекта «Укрытие» в следующих видах:

- в составе фрагментов активной зоны – выброшенные из реактора сборки и тепловыделяющие элементы и их обломки, часть которых сосредоточена на верхних отметках здания, в том числе в центральном зале, часть выброшена за пределы блока и находится сейчас под построенной каскадной стеной, часть осталась в шахте реактора;

- в виде мелкодиспергированной высокоактивной топливной пыли; эта пыль находится практически во всех помещениях объекта «Укрытие», внедрена в бетонные стены, полы, потолки, находится в воздухе в виде аэрозолей;

- в виде топливосодержащих стекловидных, пемзообразных, шлакообразных застывших масс.

Физико-химические свойства топливосодержащих масс (ТСМ)

Во всех исследованных образцах лавообразных масс топливо находится в виде мелкодисперсных частиц, вкрапленных в силикатную матрицу. Установлено, что ТСМ поступали в подреакторные помещения перемешанными (усредненными). Величина выгорания топлива изменяется от 7,5 до 13,5 Мвт·сут/кг урана при среднем значении 11,5 Мвт·сут/кг.

Усредненный химический состав по массе ТСМ следующий: UO_2 – до 18%; K_2O – 1...2%; CaO – 4...10%; MgO – 3...7%; Al_2O_3 – 2...12%; Fe_2O_3 – 3...10%; ZrO_2 – 2...4%; SiO_2 – до 60% и более. Средняя плотность лав до 3700 кг/м³. Температура размягчения 1200°C.

Существуют следующие процессы изменения ТСМ: измельчение топливных частиц; разрушение поверхности лавообразных материалов и появление на ней топливной пыли; образование на поверхности лав новых, в том числе растворимых соединений урана; выщелачивание радионуклидов из ТСМ. Таким

образом, со временем возможно появление потенциальной опасности ТСМ, находящихся в объекте.

Радиационная обстановка

Общая радиоактивность материалов в помещениях объекта «Укрытие» превышает 20 МКи.

В большинстве помещений на нижних отметках мощность экспозиционной дозы излучения не превышает 1 Р/ч. Исключение составляют помещения бассейна, барботера, парораспределительный коридор (ПРК) и другие, в которые попали ТСМ. Значение мощности дозы γ -излучения в различных помещениях и на поверхности завалов из строительных конструкций и материалов, сброшенных с вертолетов, имеет очень большой разброс – от 10 до 600...800 Р/ч (в некоторых точках установлены значения 1800...2400 Р/ч).

Загрязнение помещений деаэрационной этажерки значительно ниже загрязнений реакторного блока. Довольно высокие мощности экспозиционной дозы в отдельных помещениях объясняется попаданием загрязнений из реакторного блока или с водой при тушении пожара. Примерно в 70% помещений мощность γ -излучения не выше 0,1 Р/ч, а остальных – от 0,1 до 1 Р/ч.

В настоящее время весь комплекс экспериментальных данных свидетельствует о том, что в стационарном состоянии объекта «Укрытие» радиационный выброс из него незначителен. Однако ситуация может сильно измениться, если на объект обрушатся строительные конструкции. В этом случае выброс аэрозолей существенно загрязнит промплощадку и здание ЧАЭС.

Ядерная безопасность

Расчетные исследования с использованием физической модели подтвердили, что все ТСМ и фрагменты активной зоны находятся в глубоко подкритическом состоянии. Максимальное значение эффективного коэффициента размножения не превышает 0,3. Наиболее опасным условием, могущем привести к гипотетической аварии, является наложение ряда событий (в том числе случайно-

технологических), связанных с образованием скоплений маловыгоревшего топлива и заливкой их водой. В целом современное состояние объекта «Укрытие» можно классифицировать как временное укрытие материалов активной зоны, средств локализации аварии и фрагментов строительных конструкций. Это радиационно опасный объект, оснащенный средствами контроля и предотвращения ядерных аварий.

Тепловое состояние

Вопрос о предотвращении теплового разогрева особо остро стоял в начальный период работы по ликвидации последствий аварии. В настоящее время проблема тепловой опасности рассматривается все же при таких вариантах преобразования объекта «Укрытие», при которых естественные пути охлаждения ТСМ перекрываются. Оценки остаточного тепловыделения топлива (на 1 т урана) без учета его обеднения или обогащения изотопами цезия для различных интервалов времени дают следующие значения (кВт/т): 0,75 – 1990; 0,55 – 1991; 0,4 – 1992; 0,4...0,3 – в 1993...1997 годах.

Радиационная опасность

Загрязнение окружающей среды радиоактивными веществами из объекта «Укрытие» может произойти двумя путями – выброс топливной пыли из объекта и миграция радионуклидов в почву с водой, находящейся в объекте. За прошедшие годы таких событий не наблюдалось и полный выход радиоактивных веществ из объекта «Укрытие» не превышал 0,3 Ки в год по цезию-137 и менее $3 \cdot 10^{-3}$ Ки в год по плутонию и другим трансурановым элементам. Это значение существенно меньше допустимых норм для АЭС. Второй путь выноса радиоактивности – с водой, находящейся в помещениях объекта и попадающей туда через многочисленные отверстия в крыше объекта. В различных помещениях здания находится около 1000 м³ воды. Активность воды в настоящее время составляет $10^{-3} \dots 10^{-6}$ Ки/л (в основном определяется изотопами цезия-137).

Все основные несущие конструкции объекта «Укрытие»: балки Б-1 и Б-2, трубный накат над центральным залом, балки по оси Б и В, стальные щиты покрытия запроектированы и выполнены в полном соответствии СНиП, поэтому

прочность этих конструкций как таковых сомнений не вызывает. Существенным является также то, что опорные узлы конструкции выполнены без применения сварки и болтовых соединений, а также без точной фиксации с расчетом сдвиговых усилий только за счет трения. В связи с тем, что монтаж конструкций производился, как правило, дистанционно, качество прилегания опорных частей конструкции не контролировалось. Особого внимания заслуживают опорные конструкции (существующие и вновь возведенные) воспринимающие нагрузки от объекта «Укрытие», измеряемые сотнями тонн:

1. Стена по оси 50.
2. Бетонные опоры у осей 41 и 51 по балке «Мамонт».
3. Каскадная стена у оси Г.
4. Каркас между осями 50–53 по западной стороне для опоры большепролетных стальных щитов.

Состояние этих опорных конструкций следующее. Стена имеет ряд серьезных повреждений. Локальное усиление стены стальным корсетом в зоне передачи нагрузки не гарантирует ее общую устойчивость и прочность. Завалы разрушенных конструкций, закрепленных бетоном и засыпанных песком, не являются гарантированным основанием для опор под балку «Мамонт». Каркас, на который опираются щиты покрытия западной стороны, подвергнут значительным разрушениям. Положение верхней крышки биологической защиты реактора считать устойчивыми нельзя. Расчеты напряженно-деформированного состояния металлоконструкций реактора показали, что резкого падения системы не произойдет. Однако при внезапном перемещении системы опасность состоит в увлечении за собой массы разрушенных конструкций в центральном зале и материалов, сброшенных с вертолетов. Это может привести к значительным динамическим воздействиям на объект «Укрытие», нарушению сложившейся системы и выбросу радиоактивной пыли за пределы объекта. К счастью, за прошедшие 25 лет этого не случилось.

Строительные конструкции подвергаются переменному влажностно-температурному воздействию, в отдельных местах объекта «Укрытие» из атмо-

сферы внутрь проникает влага, в результате тушения пожара в помещениях объекта находятся продукты горения, создающие на поверхности конструкций кислую среду. Все это приводит к ускорению процесса коррозии металлоконструкций и арматуры дополнительному обрушению бетонных конструкций.

Таким образом, в дальнейшем, в процессе ухудшения состояния опорных конструкций объекта «Укрытие» под воздействием атмосферных и температурных процессов, а также усилий, вызванных неравномерными осадками, ураганами, взрывной волной и пр., возможны их подвижки и разрушения. Могут также разрушиться конструкции, непосредственно связанные с опорами и влияющие на устойчивость. Все это может привести к обрушению значительных участков объекта со всеми вытекающими последствиями, связанными с радиоактивными выбросами и перемещениями топливных масс.

Ликвидация экологической опасности объекта «Укрытие» с реализацией конечной цели – захоронения содержащихся в нем ядерного топлива, радиоактивных материалов и конструкций – представляет собой исключительно сложную научно-техническую проблему, разделенную на две крупные задачи:

1. Преобразование объекта в долговременную экологически безопасную систему (вклейка 1, рис. 168).
2. Создание технологий и осуществление разборки, переработки, транспортировки, захоронения топливосодержащих и радиоактивных материалов, находящихся в объекте.

В настоящее время объект «Укрытие» является временной системой локализации ядерного топлива и радиоактивных материалов, нуждающихся в дальнейшем преобразовании в экологически безопасную систему вплоть до полного удаления из него ядерного топлива и радиоактивных веществ и захоронения их в соответствии с действующими международными нормами.

Развитие мировой ядерной энергетики поделилось на два этапа – до и после Чернобыльской катастрофы. Второй этап характеризуется подрывом доверия к этому способу производства электроэнергии, что мешает его совершенствованию и широкому распространению. Вместе с тем, катастрофа стимулиро-

вала организационные и техничные меры и научные исследования, направленные на повышение безопасности при эксплуатации энергетических ядерных реакторов.

Понадобилось 20 лет, чтобы мировая общественность постепенно пришла в себя и вернула доверие к атомной энергетике как наиболее перспективной с точки зрения экологической безопасности и долговременных запасов сырья.

И вот в это время 12.03.2011 г. вследствие землетрясения и цунами вблизи Японии произошла крупная авария на 4-х блоках шестиблочной АЭС «Фукусима-1» (вклейка 1, рис.169, 170).

Заключительные выводы по причинам и последствиям аварии на «Фукусиме-1» еще рано делать ввиду отсутствия полных данных. Однако некоторые особенности этой аварии ставят ее в один ряд с уже случившимися авариями, кратко описанными нами выше.

Основные причины – это использование одноконтурных кипящих реакторов (BWR), чрезвычайно чувствительных к режиму охлаждения, содержанию пара в единственном контуре, прямо связанном с турбиной, значительной массой топлива от 40 до 140 тонн в каждом реакторе в зависимости от мощности. Кроме того, следует отметить нарушения в работе и повреждение системы аварийного электропитания, систем охлаждения и систем аварийного охлаждения реактора, что привело к серии взрывов на всех реакторах. Из-за того, что система охлаждения осталась без электроснабжения, реакторы и расположенные рядом с ними хранилища отработанного топлива стали перегреваться, что привело к их частичному разрушению в результате взрывов водорода и частичному расплавлению топливных стержней.

6 апреля 2011 г. авторитетная международная организация – Европейский комитет по радиационному риску (ECRR) – предала огласке шокирующие прогнозы относительно последствий аварии на японской АЭС. По данным ученых, радиоактивные выбросы из аварийных реакторов «Фукусимы-1» спровоцируют небывалый всплеск онкологических заболеваний. Согласно расчетам экспертов, из трех миллионов человек, проживающих в радиусе 100 км от атомной станции, смертельное заболевание поразит около 200 тысяч. А среди семи миллио-

нов человек, живущих на территории в радиусе от 100 до 200 км от «Фукусимы-1», будет диагностировано еще 220 тыс. случаев заболевания. Специалисты утверждают, что такая судьба грозит всем жителям окрестностей АЭС, если они останутся в своих домах хотя бы в течение года. Единственным способом избежать угрозы ученые называют полную и немедленную эвакуацию населения из зоны до 100 км в северо-западном направлении от аварийной АЭС. Помимо этого, ECRR настаивает на привлечении к ответственности должностных лиц, скрывающих правдивую информацию от населения, а также к тем, кто намеренно занижает риски для здоровья людей в результате этой аварии. Отметим, что первоначально эксперты прогнозировали появление всего 120 тыс. случаев смертельной болезни в результате воздействия радиации. Однако, в связи с резким ухудшением ситуации вокруг японской АЭС, специалистам пришлось кардинально пересмотреть свои выкладки. Специалисты оператора АЭС, компании ТЕРСО, сбросили в Тихий океан более 1000 т радиоактивной воды, чтобы освободить место для еще более зараженной воды, поступающей из реакторов. Сообщалось также об образовании в одном из резервуаров второго энергоблока 20-сантиметровой трещины, через которую вытекала радиоактивная вода. Утечку удалось полностью ликвидировать с помощью жидкого стекла. Тем временем, утечки радиации из реакторов многократно повысили естественный фон излучения в морской воде у побережья Японии. Радиоактивные элементы проникли в грунтовые воды, а также были обнаружены в продуктах, почве и водопроводной воде в ряде японских провинций Японии. Радиация также пробралась на территорию других государств.

§ 7.8. Развитие ядерно-топливного цикла в Украине

Энергетической стратегией Украины предусматривается развитие топливного цикла. Добыча урана должна увеличиться с 0,8 тыс. т до 6,4 тыс. т в 2030 году, получит дальнейшее развитие производство циркония, циркониевых сплавов и комплектующих для тепловыделяющих сборок, а в перспективе создание замкнутого топливного цикла, а также участие в международной кооперации по про-

изводству ядерного топлива. Предусматривается корпоративное участие Украины в создании мощностей по изготовлению тепловыделяющих сборок для реакторов ВВЭР и в создании Международного центра по обогащению урана в России, вхождение Украины в предложенный США Международный банк ядерного топлива.

В соответствии с вышеизложенным в Украине может быть рассмотрен следующий вариант развития ЯТЦ. ОЯТ ВВЭР-1000 перемещают в промежуточное централизованное хранилище на срок до 40 лет и более. По истечении этого срока начинается переработка ОЯТ на радиохимических заводах и изготавливаются ТВС с выделенными из ОЯТ ураном и плутонием для начальных загрузок быстрых реакторов нового поколения.

Если установленная мощность АЭС Украины с ВВЭР-1000 сохранится на настоящем уровне до 2047 г., то за это время будет накоплено 17000 т ОЯТ ВВЭР-1000. Из этого количества ОЯТ можно извлечь 114 т делящегося плутония, достаточного для загрузки быстрых реакторов общей мощностью ~29 ГВт, что превышает настоящую мощность АЭС Украины вдвое. После 2047 г. из работающих ВВЭР-1000 будет ежегодно поставляться ~429 т ОЯТ (после 40-летней выдержки), что позволит извлекать за 5 лет 14,3 т делящегося плутония, достаточного для начальной загрузки быстрых реакторов мощностью 3,5 ГВт. Суммарные надбавки к текущим затратам топливного цикла на отсроченную переработку ОЯТ тринадцати ВВЭР-1000 за период до 2045 г. составят 30 дол/кг тяж. атомов $\times 17160103 \text{ кг} \approx 0,5 \text{ млрд дол.}$, что за счет дисконтирования примерно в 20 раз меньше, чем при немедленной переработке ОЯТ.

Следует заметить, что для реализации этого сценария необходимо иметь к 2047 г. быстрые реакторы.

Созданием быстрых реакторов в настоящее время занимаются специалисты Франции, Японии и России. Кроме того, накопленный при хранении ОЯТ ВВЭР плутоний имеет коммерческую ценность для поставки в другие страны, имеющие развитую ядерную энергетику.

Для накопления Рн нужно построить в Украине централизованное временное (промежуточное) хранилище для ОЯТ ВВЭР-1000.

На ближайшую перспективу (40–50 лет) необходимо подготовить государственную программу научно-технического сопровождения эксплуатации АЭС Украины, в которую должны войти следующие разделы:

- топливные материалы (уран, топливо UO_2 с интегрированным в него поглотителем);
- конструкционные материалы (Zr, Hf, В, С);
- материалы корпуса реакторов ВВЭР-1000 (основной металл, сварные соединения), трубопроводы, парогенераторы, продление ресурса работы;
- снятие с эксплуатации отработавших свой ресурс блоков АЭС;
- переход на увеличенный цикл облучения топлива (18- и 24-месячный и кампании топлива длительностью 5–8 лет);
- подготовка создания замкнутого ЯТЦ (организация производства твэлов и ТВС, «сухой» экологически безопасной переработки ОЯТ, строительство промежуточных и долговременных хранилищ РАО и разработка технологии обращения с последними).

Среди основных направлений научно-аналитических исследований и экспертных работ, особенное внимание уделяется таким:

- теплогидравлические процессы;
- вероятностный анализ безопасности ядерных установок;
- нейтронно-физические расчеты;
- обращение с ОЯТ и РАО;
- прочность и конструкционная надежность;
- надежность систем контроля и управления;
- радиационная защита.

Для эффективного регулирования процесса продления срока эксплуатации энергоблоков АС создана соответствующая нормативно-правовая основа:

- Закон Украины «О разрешительной деятельности в сфере использования ядерной энергии»;

- Закон Украины «Об использовании ядерной энергии и радиационной безопасности»;
- Энергетическая стратегия Украины на период до 2030 года;
- Комплексная программа работ по продлению срока эксплуатации действующих энергоблоков АЭС введена распоряжением Кабинета Министров Украины от 29.04.2004 №263-р;
- Общие положения безопасности атомных станций (НП 306.2.141-2008);
- Общие требования к продлению эксплуатации энергоблоков АЭС в сверхпроектный срок по результатам выполнения периодической переоценки безопасности (НП 306.2.099-2004);
- Типовая программа управления старением элементов энергоблоков АЭС;
- Типовые программы оценки технического состояния и переназначения.

Энергетическая стратегия Украины до 2030 г. предусматривает продление сроков эксплуатации действующих энергоблоков украинских АЭС.

Начиная с 2010, практически каждый год Госатомрегулирование Украины будет принимать решение о возможности эксплуатации энергоблоков в сверхпроектный период.

К открытым на данный момент вопросам продления срока эксплуатации ВВЭР-1000 относятся отсутствие технологии восстановительного отжига и необходимость пересмотра норм расчета на прочность внутрикорпусных устройств ВВЭР. На сегодняшний день вопрос пересмотра временных норм расчета ВКУ приобретает особую актуальность ввиду работ по продлению срока эксплуатации энергоблоков АЭС Украины.

Срок службы корпуса реактора (КР) – критического элемента, ограничивает срок службы энергоблока. Критические элементы – элементы энергоблока АЭС, срок службы которых ограничивает срок службы энергоблока, замена и

восстановление которых не являются возможным по техническим или другим обстоятельствам.

Обоснование ресурса КР-1,2 РАЭС основано на следующем. Энергоблоки №№ 1 и 2 Ровенской АЭС-РУ типа ВВЭР-440/В-213 в эксплуатации с 1980 и 1981 годов, соответственно. Внутренняя поверхность корпусов плакирована нержавеющей сталью. Стандартная для ВВЭР-440 программа образцов-свидетелей реализуется с начала эксплуатации энергоблоков. Флюенс быстрых нейтронов на стенке корпуса реактора определяется по расчетной методике с учетом физики активной зоны. Неразрушающий контроль металла выполняется аттестованной системой.

С целью обеспечения безопасности и ресурса корпуса реактора энергоблока №1 РАЭС в 2009 году ГП НАЭК «Энергоатом» принял решение провести восстановительный отжиг. Состав работ включал:

- модернизацию устройства для отжига (система контроля и управления);
- расчетные обоснования (расчет температур в элементах корпуса, опорных конструкциях и шахте; материаловедческое обоснование режима отжига; определение характеристик материала КР);
- контроль металла КР до отжига;
- подготовка технологических систем энергоблока к отжигу;
- монтаж устройства для отжига;
- проведение восстановительного отжига;
- демонтаж устройства и контроль металла после отжига.

Отжиг проведен в период с 20.09.2010 по 27.09.2010. Температура отжига – 475°C . Длительность – 150 часов. Завершено проведение неразрушающего контроля металла КР после отжига (вклейка 1, рис. 171). Разработано заключение по энергоблоку № 1: *«Критерии сопротивления хрупкому разрушению для корпуса реактора 1 блока РАЭС выполняются до конца срока службы – 60 лет, при этом существует запас по температуре T_k ($T_{ка}-T_k$), равный 17°C »*. Разработана новая программа образцов свидетелей. Новый комплект ОС будет загружен в КР до начала эксплуатации блока в сверхпроектный срок.

Заключение по Энергоблоку № 2 гласит: *«Критерии сопротивления хрупкому разрушению для корпуса реактора 2 блока РАЭС выполняются до конца срока службы – 60 лет, при этом существует запас по температуре T_k ($T_{ка} - T_k$), равный 98°C »*. На долгосрочную перспективу необходимо составить сценарий развития атомной энергетики Украины с включением в ее структуру новых энергетических реакторов и перспективных технологий обращения с ОЯТ.

Развитие атомной энергетики в Украине практически не имеет альтернативы, и для его продвижения необходимо принятие кардинальных научно-технических решений относительно выбора ЯТЦ и развития АЭ. С экономической и политической точек зрения создание собственного замкнутого ЯТЦ имеет ряд преимуществ, поскольку повышает энергетическую и, следовательно, экономическую независимость страны. Однако принятие решения должно исходить из всесторонней оценки преимуществ и недостатков, реальности реализации рисков и неопределенностей, влияющих на результат.

Следует заметить, что в Украине достаточно много ученых и специалистов, имеющих опыт работы по созданию и развитию как отдельных этапов, так и ЯТЦ в целом. В частности, в ННЦ ХФТИ накоплен большой опыт работ по созданию циркониевых сплавов и труб из них для производства ТВЭЛов и ТВС, по расчету активных зон реакторов, созданию ТВЭЛов и ТВС, по оценке радиационной обстановки и рисков, по трансмутационным системам и процессам, по радиационному материаловедению, газофторидным процессам извлечения урана из смесей, по работе с радиоактивными материалами и т.д., ведутся работы по созданию перспективных ядерных и термоядерных реакторов нового поколения.

Среди основных задач научно-технического сопровождения ядерного топливного цикла Украины следующие:

- Исследования и обеспечение проектного и запроектного (30–60 лет) ресурса работы ядерных блоков Украины.
- Создание усовершенствованных конструкционных материалов для реакторов на тепловых нейтронах, повышение выгорания ядерного топлива.

Эти задачи в свою очередь включают в себя:

➤ Разработку и внедрение методов контроля и диагностики материалов корпусов, внутрикорпусных устройств (ВКУ) и основного оборудования эксплуатируемых ядерных энергоблоков Украины с целью обоснования продления их ресурса. Исследование механизмов деградации физико-механических свойств материалов реакторов на тепловых нейтронах (радиационное охрупчивание корпусных сталей, разрушение образцов-свидетелей, низкотемпературное распухание и охрупчивание материалов ВКУ, коррозионное повреждение материалов трубопроводов).

➤ Развитие современной металлургии циркония и гафния в рамках создания ядерного топливного цикла Украины. Создание научных основ и разработка технологии получения Mg-термического Zr, последующая модификация композиции сплавов типа Э-110, исследование новых поглощающих соединений на основе соединений гафния с диспрозием и другими элементами, участие в научном сопровождении выпуска сплавов. Исследования радиационной стойкости полученных материалов (радиационный рост, гидридизация, коррозия).

➤ Обеспечение экологической безопасности предприятий ядерно-топливного цикла Украины. Организация экологического мониторинга на предприятиях отрасли.

Исследование и разработка материалов для реакторов 4 поколения включает в себя:

➤ Исследование материалов для реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, для реакторов со свинцово-висмутовым теплоносителем, для сверхкритических и жидкосолевых реакторов, оптимизацию их структурно-фазового состояния.

➤ Изучение радиационного поведения – распухания, ползучести и фазовой стабильности аустенитных, феррито-мартенситных, дисперсно-упрочненных оксидами (ДУО) сталей, коррозии феррито-мартенситных сталей,

радиационно-индуцированной коррозии реакторных графитов для высокотемпературных газовых реакторов.

Исследование материалов для реакторов синтеза и электроядерных систем и обеспечение ядерной и радиационной безопасности ЯТЦ включает в себя:

- изучение и разработку малоактивируемых материалов (сплавы на основе V, Cr, марганцовистые стали). Решение материаловедческих вопросов подкритической сборки, создаваемой в ННЦ ХФТИ;
- моделирование и прогнозирование поведения материалов в ядерных энергетических установках с использованием современных методов теории и имитации радиационных повреждений (*ab-initio*, молекулярная динамика, Монте-Карло, мультипучки ионов, *hi-tech instrumentations*);
- участие в «round robin» эксперименте МАГАТЭ по изучению радиационной и фазовой стабильности ДУО-сталей при облучении в различных лабораториях мира;
- оптимизацию обращения с радиоактивными отходами (РАО). Разработку методов кондиционирования РАО, разработку защитных материалов для хранения РАО, обоснование безопасности геологического удаления РАО, методы и технологии радиационного мониторинга радиационных материалов;
- разработку детекторов и приборов контроля радиационных материалов на основе CdTe (CdZnTe) соединений;
- получение и исследование свойств углерод-углерод композиционных материалов и новых материалов на основе наноструктурных наполнителей.

Естественно, что с целью повышения эффективности решения проблем целесообразна кооперация между учеными Украины и ряда стран (России, США, Франции, Англии).

Строительство новых энергоблоков ХАЕС-3 и ХАЭС-4 основано на анализе энергопроизводства и энергопотребления в стране и баланса углеводородного сырья. Выполненный анализ национальной законодательной базы в контексте задач лицензирования новых ядерных энергоблоков, показал, что в Украине созданы правовые основы, устанавливающие требования ко всем этапам лицен-

зирования проектов строительства новых энергоблоков АЭС. Регулирующий орган Украины и его организация научно-технической поддержки имеют положительный опыт лицензирования проектов по достройке и вводу в эксплуатацию новых энергоблоков АЭС, полученный при вводе в эксплуатацию энергоблоков ХАЭС-2 и РАЭС-4 в 2004 году.

На сегодняшний день завершена экспертиза материалов обследования и оценки технического состояния строительных конструкций зданий и сооружений ХАЭС-3, 4. Результаты экспертизы подтвердили вывод о том, что при условии проведения комплекса ремонтно-восстановительных работ существующие здания и сооружения могут быть интегрированы в проект энергоблоков № 3, 4 Хмельницкой АЭС.

Запланировано строительство завода по производству ядерного топлива в Украине и создание элементов ЯТЦ, и для реализации этого была разработана Государственная целевая программа «Ядерное топливо Украины». Цель Программы заключается в обеспечении развития уранового и циркониевого производства в Украине и создании мощностей для производства ядерного топлива. В течение 2010-го года проведены работы по разработке нормативного документа «Общие положения безопасности объекта по производству ядерного топлива». Документ устанавливает цели, критерии, принципы и общие требования обеспечения ядерной и радиационной безопасности во время изготовления ядерного топлива, основные технические средства и организационные мероприятия, направленные на их реализацию, защиту персонала, населения и окружающей природной среды от возможного радиационного воздействия.

При внедрении новых видов российского топлива на украинских АЭС и осуществлении процесса его лицензирования полезны следующие направления сотрудничества с научными организациями РФ:

- разработка согласованных требований к объему и составу обосновывающих безопасность документов с учетом действующих нормативных документов в Украине;

- определение требований к методологии, используемой при разработке материалов обоснований безопасности;
- определение требований к объему верификации и валидации расчетных кодов;
- определение перечня документации, предоставление которой является необходимым для обоснования эксплуатации активных зон ВВЭР с рассматриваемым типом ТВС российского производства в смешанной загрузке с топливом другого производителя.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Развитие ядерной энергетики является результатом выдающихся достижений и планомерной работы ученых, изобретателей, инженеров, мирового сообщества физиков, химиков, энергетиков. В XXI в. с ускорением темпов общественного прогресса, экономических и социальных преобразований, ростом объема и интенсивности обмена информацией обеспечение надежного энергоснабжения остается важнейшим стратегическим приоритетом развития мирового сообщества. При этом неизбежен значительный рост мирового потребления электроэнергии, что должно сопровождаться повышением эффективности ее использования за счет энергосберегающих технологий и применением принципиально новых высокоэффективных технологий производства электроэнергии.

Устойчивое глобальное развитие энергетики должно основываться на эффективном использовании всех имеющихся энергетических технологий, в том числе и ядерных, для достижения соответствующего баланса.

В ядерной энергетике накоплен большой объем информации об эксплуатации ядерных реакторов, разработаны национальные базы данных действующих ядерных установок, определены критерии оценки их состояния и повышения производительности. Рожденная из прикладных задач обеспечения обороноспособности и создания ядерного щита государств ядерная энергетика стала основой энергетической технологии высокой надежности. Ни одна отрасль не обладает такой глубокой комплексной эшелонированной защитой от возможных аварий. Тем не менее аварии случаются. Несмотря на то, что эксплуатация ядерных электростанций иногда приводит к катастрофам, большинство мировых держав намереваются и дальше развивать атомную энергетику.

1954 год – год открытия первой в мире атомной электростанции – (Обнинская АЭС) – стал исходной точкой в мировой атомной промышленности. С тех пор в строй введены сотни реакторов. Причиной бума строительства АЭС в 1970-е годы этого стал энергетический нефтяной кризис. В результате к 1985 г.

было построено почти 400 ядерных реакторов. После Чернобыльской аварии темпы строительства упали. Сейчас в мире насчитывают почти 200 атомных электростанций, действует чуть менее 450 реакторов. Они вырабатывают примерно 14 процентов потребляемого в мире электричества. Один из лидеров – Соединенные Штаты. Мощность всех американских электростанций – более 100 тысяч мегаватт. Энергетика Франции на 4/5 зависит от АЭС. Среди других стран, активно использующих атомные электростанции: Бельгия, Германия, Россия, Украина, а также, Южная Корея, Япония. Грандиозные планы по строительству новых атомных электростанций у Индии, Китая, Южной Африки и еще более чем у 40 стран.

Безусловно, атомная энергетика, как и любое производство, не обходится без происшествий. Свидетельством тому стали крупные аварии в Тримайл Айленд, Чернобыле и Фукусиме. Не решен окончательно вопрос и с утилизацией ядерных отходов. Но при этом атомные электростанции – одни из самых дешевых и относительно чистых источников энергии. Это особенно важно, учитывая, что известные запасы нефти и газа истощаются. К тому же, промышленные страны не желают зависеть от поставок энергоносителей. Перспективу развития отрасли многие видят в использовании управляемого ядерного синтеза, но пока это дело отдаленного будущего. Японские специалисты повысили уровень радиационной опасности на «Фукусиме» до 7-го, который был присвоен в свое время чернобыльской аварии. Это вызвало крайнее удивление, ведь на японской АЭС произошел выброс радиации, составляющий лишь 10 процентов от того, что было выброшено одним чернобыльским блоком. По мнению российских экспертов пришло время создать международный центр, специалисты которого могли бы в случае таких аварий давать экспертные заключения.

Использование атомной энергии всегда сопряжено с рисками и чрезвычайной ответственностью. Однако современная цивилизация немыслима без электрической энергии. Выработка и использование электричества увеличивается с каждым годом. Преимущества атомных электростанций (АЭС) перед тепловы-

ми (ТЭЦ) и гидроэлектростанциями (ГЭС) очевидны: нет отходов, газовых выбросов, нет необходимости вести огромные объемы строительства, возводить плотины и хоронить плодородные земли на дне водохранилищ.

Концепция безопасности АЭС предусматривает средства для предотвращения аварии, но на японских АЭС не предусмотрено управление борьбой с уже сложившейся аварией. Не имеется у них на станциях и средств для обеспечения гражданской обороны, а в случае ЧС ставка делается на государственную помощь. Принципиальным является и отличие реакторов АЭС «Фукусима-1» от реакторов ВВЭР-1000. На АЭС «Фукусима-1» используется одноконтурная схема генерации пара. Здесь применен кипящий реактор: пар для турбогенераторной установки генерируется в корпусе реактора из воды, снимающей тепло с активной зоны реактора, сепарируется, т.е. освобождается от капель воды, и после сепарации поступает в турбину. Циркуляция воды через реактор осуществляется принудительно, с помощью насосов. На построенной в 1970-х годах «Фукусиме1» нет пассивных систем безопасности, не требующих наличия питания для выполнения защитных функций. На действующих реакторах ВВЭР-1000 предусмотрены пассивные системы безопасности – гермоёмкости системы аварийного охлаждения активной зоны реактора. Собственно, Чернобыльский РБМК и Фукусимовский BWR относятся к одному типу реакторов, все отличие только в дополнительных оболочках безопасности.

По сравнению с «Фукусимой» действия специалистов – атомщиков после аварии в Чернобыле выглядят образцом оперативности, ответственности и профессионализма. Японцы после аварии рассматривали ее как внутреннюю проблему частной компании, а их планы оповещения и ликвидации такого рода аварий не включали общенациональные аварийные службы и силы самообороны. Любая крупная авария такого рода требует немедленного создания специального штаба объединяющего под эгидой правительства как специалистов ведомства, так и военных, метеорологов, связистов, ученых, медиков и так далее. Неоперативное оповещение населения и даже своего правительства отмечается

как на «Фукусиме», так и во всех достаточно крупных ядерных инцидентах, вплоть до прямой дезинформации. Руководители атомной промышленности – и даже МАГАТЭ – всегда пытаются представить положение в более светлых тонах, чем оно есть на самом деле.

В связи с широкомасштабным развитием ядерной энергетики приоритетными стали работоспособность, эффективность и надежность эксплуатации выбранных типов ядерных реакторов, которые существуют уже тридцать лет. В конструкции таких реакторов, у которых вероятность тяжелой аварии оценивается величиной 10^{-4} – 10^{-5} реакторо-лет, внедряются инновационные технологии. Получившие название эволюционных, эти реакторы продолжают строить с использованием уже имеющихся технологий и конструкторских решений. Для предотвращения тяжелых аварий на эволюционных ядерных реакторах нужно обеспечить высокую безопасность, жесткую дисциплину и постоянное напряжение оперативного и административного персонала.

Современные ядерные реакторы не могут эксплуатироваться без участия оператора, и человеческий фактор вносит существенный вклад в вероятность аварии. Предложенные в настоящее время для реализации проекты создания реакторов нового поколения INPRO и Generation-IV основаны на давно известных типах ядерных реакторов. Но важнейшей целью создания реакторов нового поколения является безопасность их эксплуатации, т.е. полное исключение тяжелых аварий при использовании систем пассивной безопасности в конструкциях ядерных установок, сводящих к минимуму участие оператора и автоматики в управлении.

В настоящее время уже сложилось понимание, что невозможно развивать ядерную энергетику будущего со старыми типами ядерных реакторов. Необходимо развивать технологии и конструкции, такие как управляемые ускорителями заряженных частиц подкритические ядерные реакторы. Эти системы позволят исключить использование обогащенного урана и плутония, окончательно решить проблему отработавшего ядерного топлива и радиоактивных отходов,

обеспечить гарантии нераспространения ядерно опасных материалов и включить в ядерный топливный цикл до сих пор не используемое новое ядерное топливо – торий.

Ядерная энергетика является долговременной технически обоснованной альтернативой энергетического обеспечения. Многие страны мира пересматривают энергетические стратегии и принимают решения о реализации национальных ядерных программ, предусматривая многократное увеличение мощностей АЭС.

Перечень сокращений

АЗ – активная зона

а.е.м. – атомная единица массы

АСУТ – автоматизированная система управления турбиной

АТС – атомная станция теплоснабжения

АЭС – атомная электрическая станция

ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор

ВОУ – высокообогащенный уран

ВПП – высоконапорный парогенератор

ВРЧ – верхняя радиационная часть

ГЦН – главный циркуляционный насос

ГХК – горно-химический комбинат

Д – деаэратор

ДЭС – дизель-электростанция

ЕРР – единица работы разделения

ЖСР – жидкосолевой реактор

КИТ – коэффициент использования топлива

КИУМ – коэффициент использования установленной мощности

КН – коэффициент накопления

К.п.д. – коэффициент полезного действия

ЛВР – легководный реактор

МА – малые актиноиды

МАГАТЭ – Международное агентство по атомной энергии

МГД – магнитогидродинамический генератор

НОУ – низкообогащенный уран

НРЧ – нижняя радиационная часть

ПД – продукты деления

РБМК – реактор большой мощности канальный (кипящий)
РБН – реактор на быстрых нейтронах
САЗ – система аварийной защиты
САПР – системы автоматического проектирования
САР – система автоматического регулирования
СВП – стержни выгорающих поглотителей
СКД – сверхкритическое давление
ССКД – суперсверхкритическое давление
СРЧ – средняя радиационная часть
СУЗ – система управления и защиты
ТВД – турбины высокого давления
ТВС – тепловыделяющая сборка
ТВЭЛ – тепловыделяющий элемент
ТЭГ – термоэлектрический генератор
ТЭП – термоэмиссионные преобразователи
ЯТЦ – ядерный топливный цикл

Вклейка 1

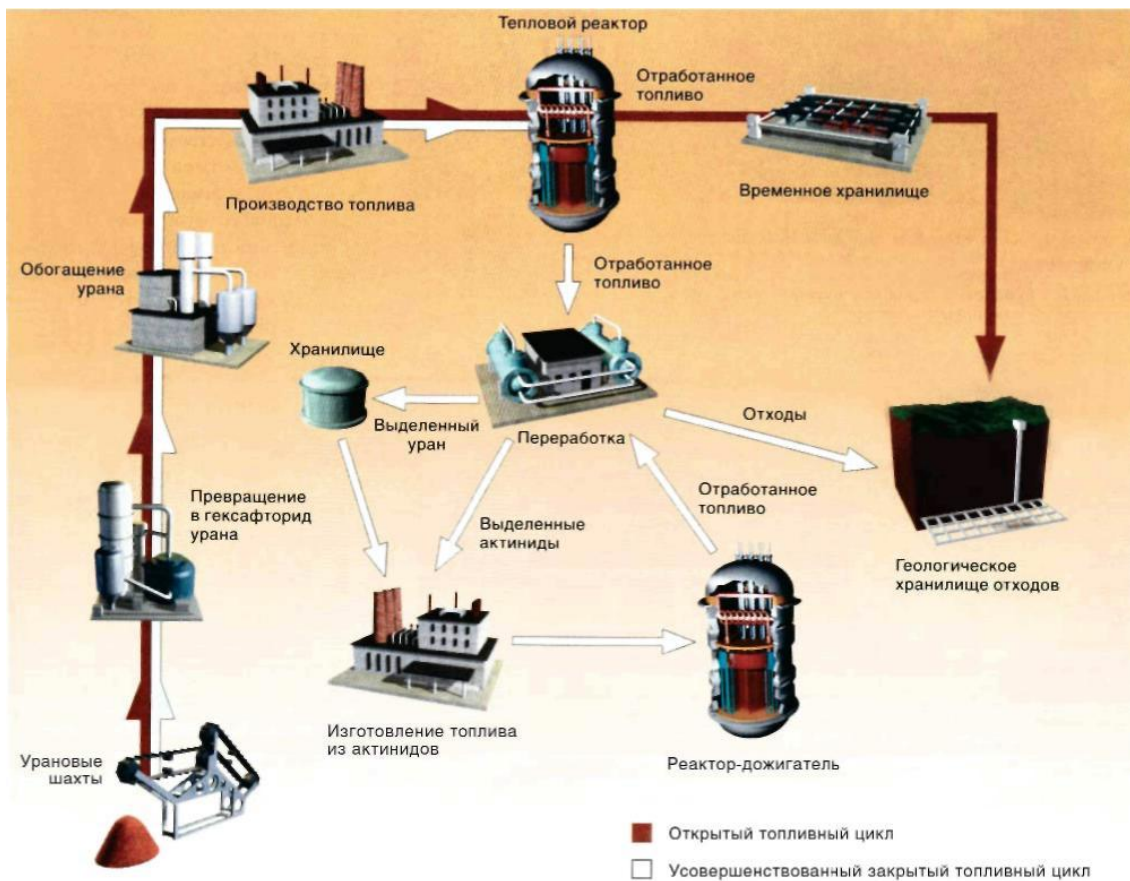


Рис. 162. Топливные циклы ядерной энергетики

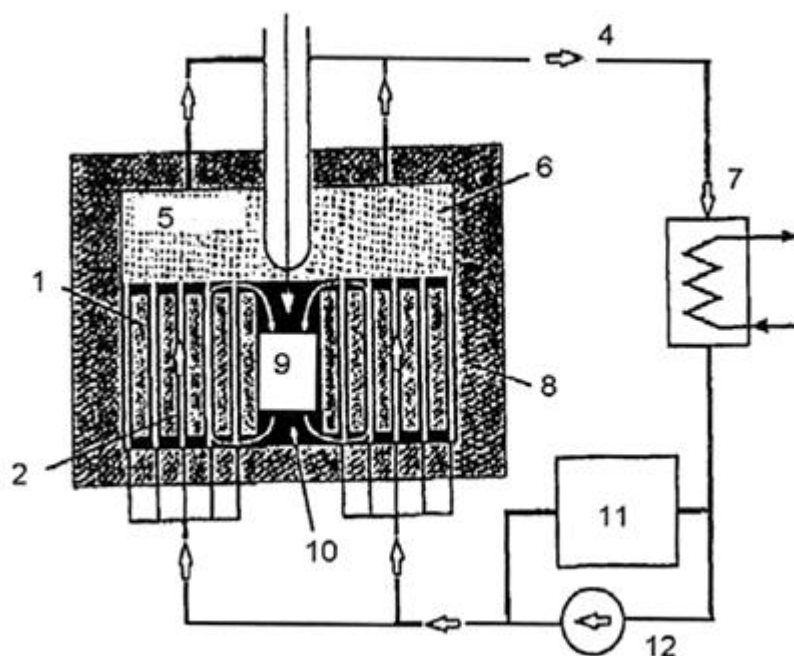


Рис. 163. Принцип управления электроядерной системой: 1 – ускоритель; 2 – подкритическая активная зона; 3 – контроль плотности потока нейтронов; 4 – обратная связь между интенсивностью источника и плотностью потока нейтронов; $I(t)$ – ток пучка электронов; Q – заряд электрона ($1,6 \cdot 10^{-19}$ кул); Z – число нейтронов, созданных одним электроном; $I(t)$ – ток пучка электронов; Q – заряд электрона; Z – число нейтронов, созданных одним электроном; φ – важность источника; S – внешний источник нейтронов; $\Delta\beta$ – дефицит, который необходимо добавлять; λ – время жизни мгновенного нейтрона; Λ – константа

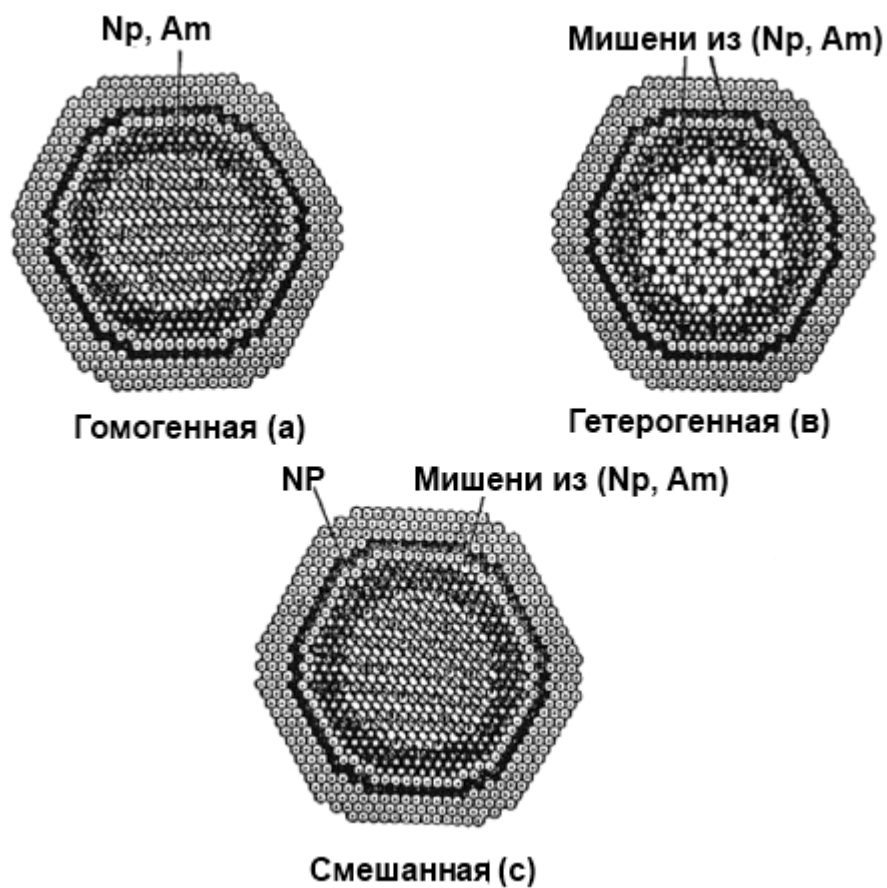


Рис. 164. Методы загрузки МА в быстрые реакторы

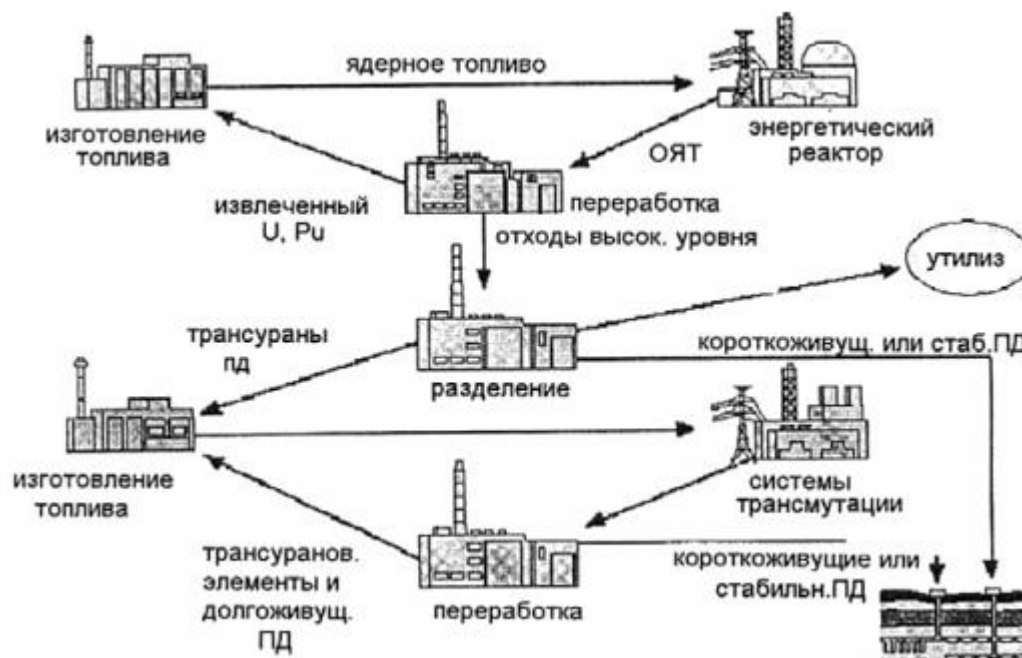


Рис. 165. Концепция топливного цикла двойного назначения

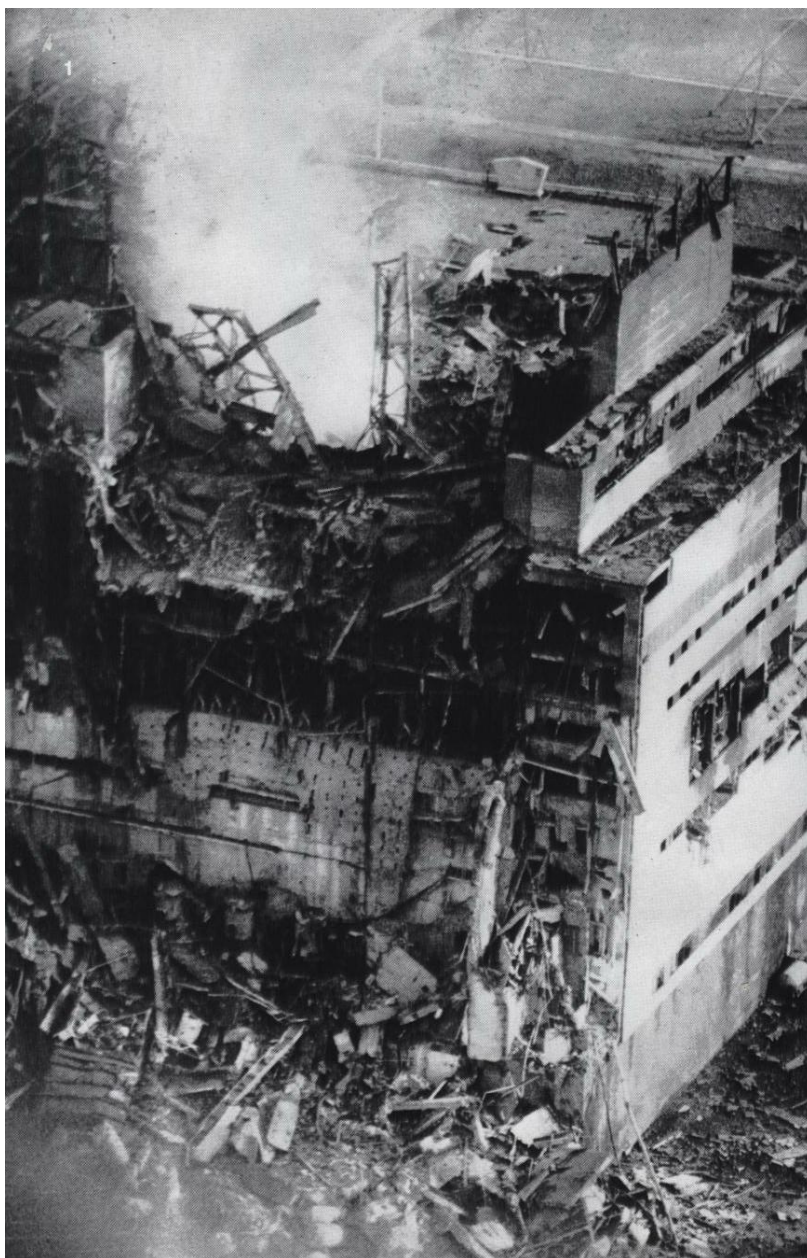


Рис. 166. Четвертый блок ЧАЭС после аварии



Рис. 167. Сооружение проекта «Укрытие»

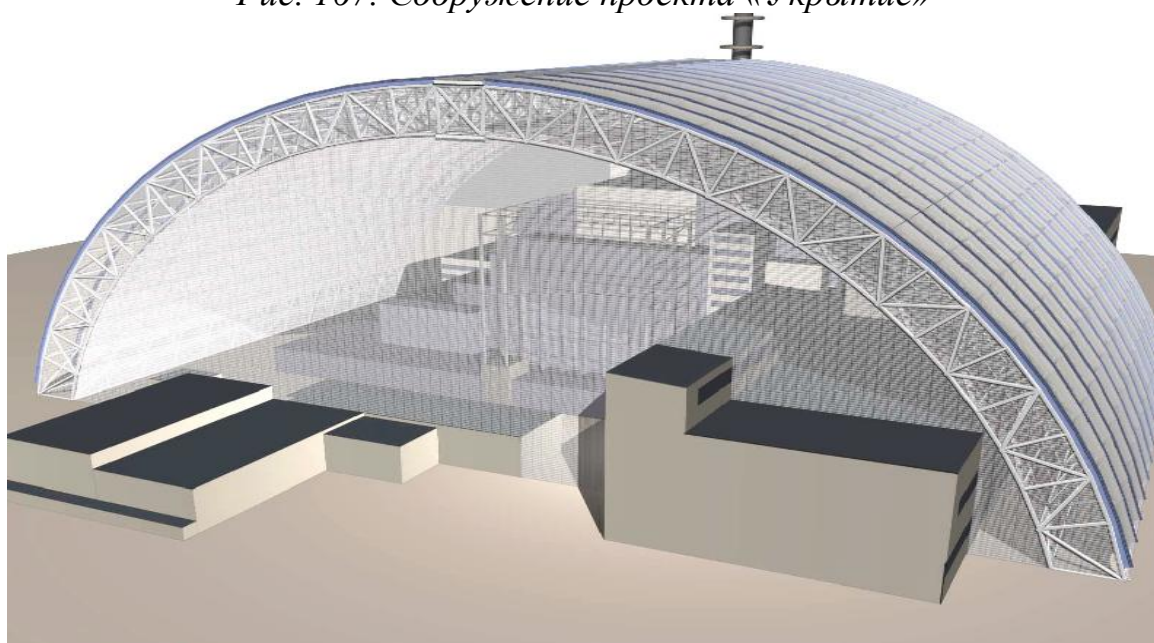


Рис. 168. Схема арочного покрытия объекта «Укрытие»



Рис. 169. Пожар на «Фукусиме-1»



Рис. 170. Разрушенные здания реакторов



Рис. 171. Отжиг корпуса реактора энергоблока №1 РАЭС

ЛИТЕРАТУРА

1. Избранные труды Международной конференции «Ядерные аварии и будущее энергетики. Уроки Чернобыля». 15–17 апреля 1991 г, Париж. Издание ЯО СССР. 1992.
2. Чернобыльская катастрофа – под ред. В. Г. Барьяхтара. – К. : Наукова думка, 1995. – 560 с.
3. Чернобыльская авария: Дополнение к INSAG-1: INSAG-7: Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности. МАГАТЭ, – Вена, 1993.
4. О причинах и обстоятельствах аварии на 4 блоке чернобыльской АЭС 26 апреля 1986 г. Доклад Комиссии Госпроматомнадзора СССР. – 1991 г.
5. Адамов Е. О. Канальный ядерный энергетический реактор РБМК / Е. О. Адамов, Ю. М. Черкашов и др. – М. : ГУП НИКИЭТ, 2006.
6. Доллежалъ Н. А. Канальный ядерный энергетический реактор / Н. А. Доллежалъ, И. Я. Емельянов. – М. : Атомиздат, 1980.
7. Анализ причин аварии на Чернобыльской АЭС путём математического моделирования физических процессов. Отчёт ВНИИАЭС, инв. № 846, 1986.
8. Информация об аварии на Чернобыльской АЭС и её последствиях, подготовленная для МАГАТЭ // Атомная энергия. – Т. 61, вып. 5. – 1986. – с. 301
9. Итоговый доклад о совещании по рассмотрению причин и последствий аварии в Чернобыле, Серия изданий по безопасности, № 75-INSAG-1, МАГАТЭ, – Вена (1986).
10. Правила ядерной безопасности атомных электростанций. ПБЯ-04-74. – Атомиздат, 1974.
11. Курская АЭС. Буклет. Министерство Российской Федерации по атомной энергии. Концерн Росэнергоатом. Курчатова. 2001.
12. [Электронный ресурс]–Режимдоступа: <http://www.kp.ru/daily/25651/815413/>
Wall Street Journal. Europe Home Monday. – April 25, 2011 As of 12:58 PM EDT

Сведения об авторах



Азаренков Николай Алексеевич – Академик НАН Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Заслуженный деятель науки и техники Украины. Научные интересы - физика плазмы и конденсированных сред.



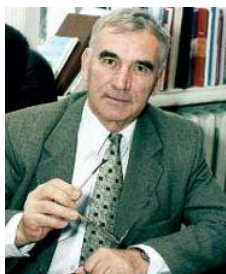
Булавин Леонид Анатольевич – Академик НАН Украины, академик АН ВШ Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Создал научную школу нейтронной спектроскопии конденсированных сред. Член ассоциации деканов Европы. Заслуженный деятель науки и техники Украины.



Залюбовский Илья Иванович – Член-корреспондент НАН Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Создал научную школу ядерной физики. Заслуженный деятель науки и техники Украины.



Кириченко Валерий Григорьевич – кандидат физико-математических наук, доцент. Научные интересы – физика твердого тела, физика сверхтонких взаимодействий, радиационное материаловедение.



Неклюдов Иван Матвеевич – Академик НАНУ, академик-секретарь Отделения ядерной физики и энергетики НАН Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Создал научные школы физики радиационных явлений, физики прочности и пластичности материалов, радиационного материаловедения и физики твердого тела. Заслуженный деятель науки и техники Украины.



Шиляев Борис Александрович – кандидат технических наук, ведущий научный сотрудник ННЦ «ХФТИ». Научные интересы – физика радиационных явлений.